

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 6 1

(意見番号 8 7)

新規制基準適合性審査申請

<(4)内部火災>

平成27年8月20日
東北電力株式会社

枠囲いの内容は、商業機密または防護上の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2015, Tohoku Electric Power Co., Inc.

目次

- 1 内部火災対策の概要
- 2 発生防止
 - 2-1 ケーブルの難燃性について①②
 - 2-2 蓄電池室の水素漏えい対策
 - 2-3 油漏えい拡大防止対策
- 3 感知・消火
 - 3-1 火災感知設備
 - 3-2 全域ガス自動消火設備の概要
 - 3-3 ケーブルトレイの泡自動消火設備の概要
 - 3-4 泡消火設備のケーブルトレイ消火試験の例
 - 3-5 消火用水系の多重化・多様化
- 4 影響軽減
 - 4-1 系統分離対策の概要
 - 4-2 貫通部施工の耐火試験の例
 - 4-3 扉の耐火試験の例
 - 4-4 3時間耐火壁に設置する扉の対策例
- 5 原子炉格納容器内の火災防護について①～③
- 6 適合性審査状況

1 内部火災対策の概要

原子炉規制委員会(以下, NRA)が制定した「**実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準**」に従い, 原子炉施設内の安全機能を有する構築物, 系統および機器を火災から防護することを目的として, 火災発生防止, 火災感知および消火, 火災影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる。

各対策	概要	具体的な対策
発生防止	原子炉施設内での火災の発生を防止する	・難燃性ケーブルの使用 ・蓄電池室の水素漏えい対策 ・油漏えい拡大防止対策
感知・消火	火災の影響を限定し, 早期火災感知および消火を行う	・異なる種類の火災感知器設置 ・全域ガス自動消火設備の設置 ・消火用水供給系の多重化
影響軽減	火災による影響に対し, 影響軽減のための対策を講じる	・系統分離対策

2

2 発生防止

2-1 ケーブルの難燃性について①

➤ 要求事項

安全機能を有する構築物, 系統および機器に使用するケーブルは, NRAが制定した「**実用発電用原子炉及びその付属設備の火災防護に係る審査基準**」に基づき, 難燃ケーブルを使用すること。

➤ 使用ケーブルの難燃性について, 以下の点を実証試験(自己消火性および延焼性)にて確認

- 火災により着火し難く,
- 著しい燃焼をせず,
- 加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質を有していること

(1) 自己消火性を確認する実証試験

プラントに使用されているケーブルについて, UL※垂直燃焼試験を新たに実施し問題ないことを確認
※UL: Underwriters Laboratories (機能や安全性に関する標準化を目的とした製品安全規格を策定し, 同時に評価方法を設定, 実際の評価試験を実施する米国の企業。)

(2) 延焼性を確認する実証試験

米国電気学会の試験方法を基礎とした, 国内電気学会推奨の試験方法に基づき燃焼試験を実施し問題ないことを確認 (ただし, 核計装ケーブルおよび放射線モニタ用ケーブルを除く)

- 核計装ケーブルおよび放射線モニタ用ケーブルの措置
 - 微弱電流・微弱パルスを扱うため, 耐ノイズ性確保のために, 絶縁体に誘電率の低い架橋ポリエチレンを使用しているため延焼性の試験が満足しない
 - 火災を想定した場合にも他のケーブルからの延焼や他ケーブルへの延焼が発生しないよう, 専用の電線管内に布設し, 電線管両端を耐熱シール材で処置を実施

3

2 発生防止

2-1 ケーブルの難燃性について②

	ケーブルのUL垂直燃焼試験の概要	日本電気学会推奨の試験の概要
試験装置概要		
試験内容	表示旗を取付けた試料を垂直に保持し、20度の角度でチリルバーナの炎をあてる 15秒着火、15秒休止を5回繰り返す、試料の燃焼の程度を調べる	バーナを点火し、20分経過後バーナの燃焼を停止し、そのまま放置してケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。
燃焼源	チリルバーナ	リボンバーナ
バーナ熱量	2.14 MJ/h	73.3MJ/h (70,000BTU/h)
使用燃料	工業用メタンガス	天然ガスもしくはプロパンガス
判定基準	<ul style="list-style-type: none"> ① 残炎による燃焼が60秒を超えないこと。 ② 表示旗が25%以上焼損しないこと。 ③ 落下物によって底部の外科用綿が燃焼しないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> ① バーナを消火後、自己消火したときのケーブルのシースおよび絶縁体の最大損傷長が1800mm未満であること。 ② 3回の試験いずれにおいても、上記を満たすこと。

4

2 発生防止

2-2 蓄電池室の水素漏えい対策

➤ 蓄電池室には水素対策を実施

- ①水素漏えいの可能性がある鉛蓄電池を設置する蓄電池室には、新たに水素濃度検知器を設置し、異常時に中央制御室に警報を発生させる。
- ②空調設備による機械換気を行う。



水素濃度検知器(例)



中央制御室へ警報を発生

枠囲いの内容は、商業機密または防護上の観点から公開できません。

5

2 発生防止

2-3 油漏えい拡大防止対策

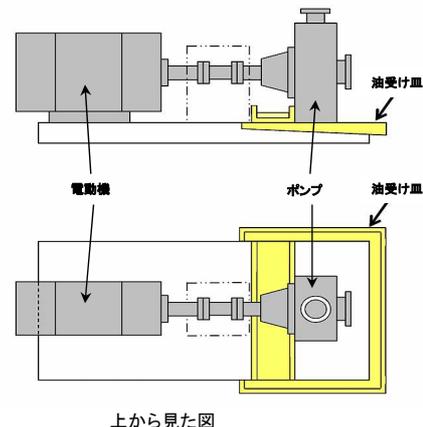
➤ 油の漏えい拡大を防止する対策

- ① 区画ごとに堰による拡大防止
- ② 必要に応じて機器単位で油受け皿を追加設置

①堰の例



②油受け皿の例



3 感知・消火

3-1 火災感知設備

➤ 安全上重要な設備を設置してあるエリアには、以下の感知器を新たに設置する。

- 火災現象(急激な温度や煙の濃度の上昇)を把握することができるアナログ式感知器
- 火災を早期に感知できるよう固有の信号を発する異なる種類の組合せ
- 早期感知, 誤動作防止が図られる審査基準と同等と判断される非アナログ式感知器

【煙】 感知器	【熱】 感知器
 <ul style="list-style-type: none"> ・光電式スポット型 ・アナログ式 ・設定値: 10% ・作動感知器毎の特定可能※ ・自動試験機能あり 	 <ul style="list-style-type: none"> ・定温式スポット型 ・アナログ式 ・設定値: 65℃ ・作動感知器毎の特定可能※ ・自動試験機能あり
【炎】 感知器	※感知器毎に信号線の割振りまたは中継器付設により、作動感知器毎の特定が可能 ◆ 感知器種別の選定 「消防予第240号 自動火災報知設備の感知器の設置に関する選択基準について(通知)」等に準拠 ◆ 感知器の設定値 「火災報知設備の感知器及び発信機に係る技術上の規格を定める省令」等に準拠
 <ul style="list-style-type: none"> ・赤外線式炎感知器 ・非アナログ式 ・作動感知器毎の特定可能※ ・自動試験機能あり 	

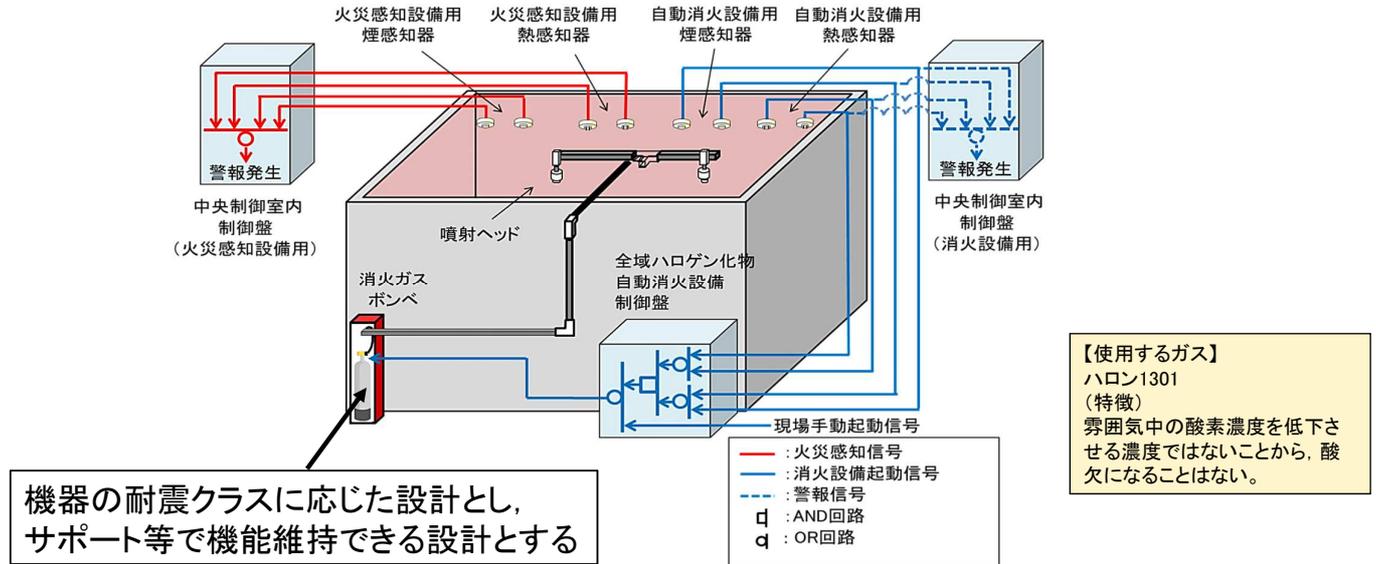
3 感知・消火

3-2 全域ガス自動消火設備の概要

- 煙が充満すると想定される、原子炉の高温・冷温停止に必要な設備のうち、油内包機器または高圧電源盤等が設置されている部屋全体に消火ガスを放出する全域ガス自動消火設備を新たに設置(3.11震災経験の反映)

(原子炉隔離時冷却系ポンプ室、残留熱除去系ポンプ室、ディーゼル発電機室等)

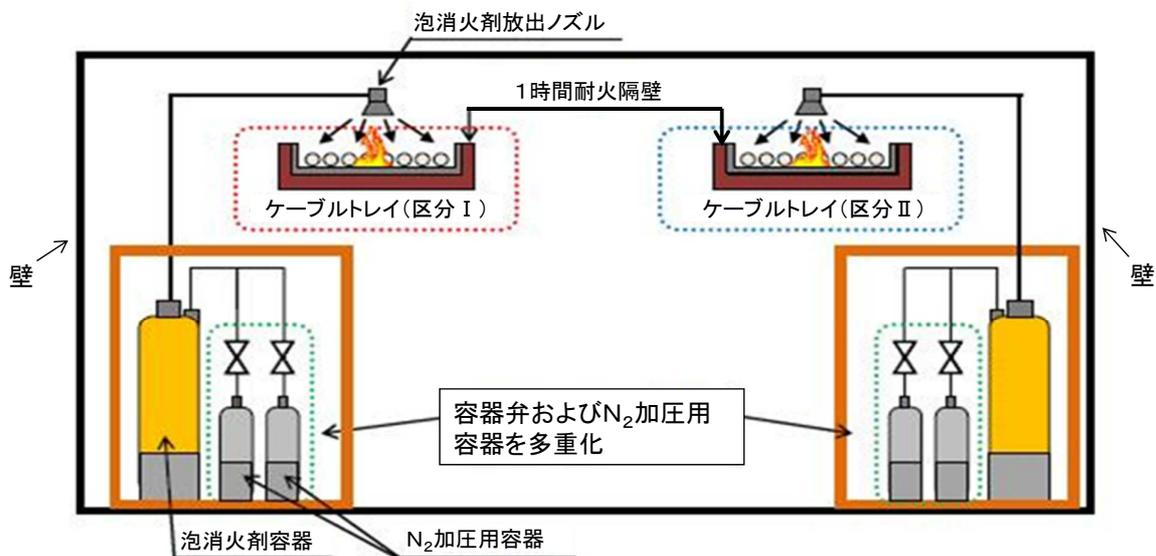
- ①火災感知設備用と消火設備用感知器をそれぞれ設置
- ②火災を確実に感知できるよう、異なる種類の感知器を適切に複数配置



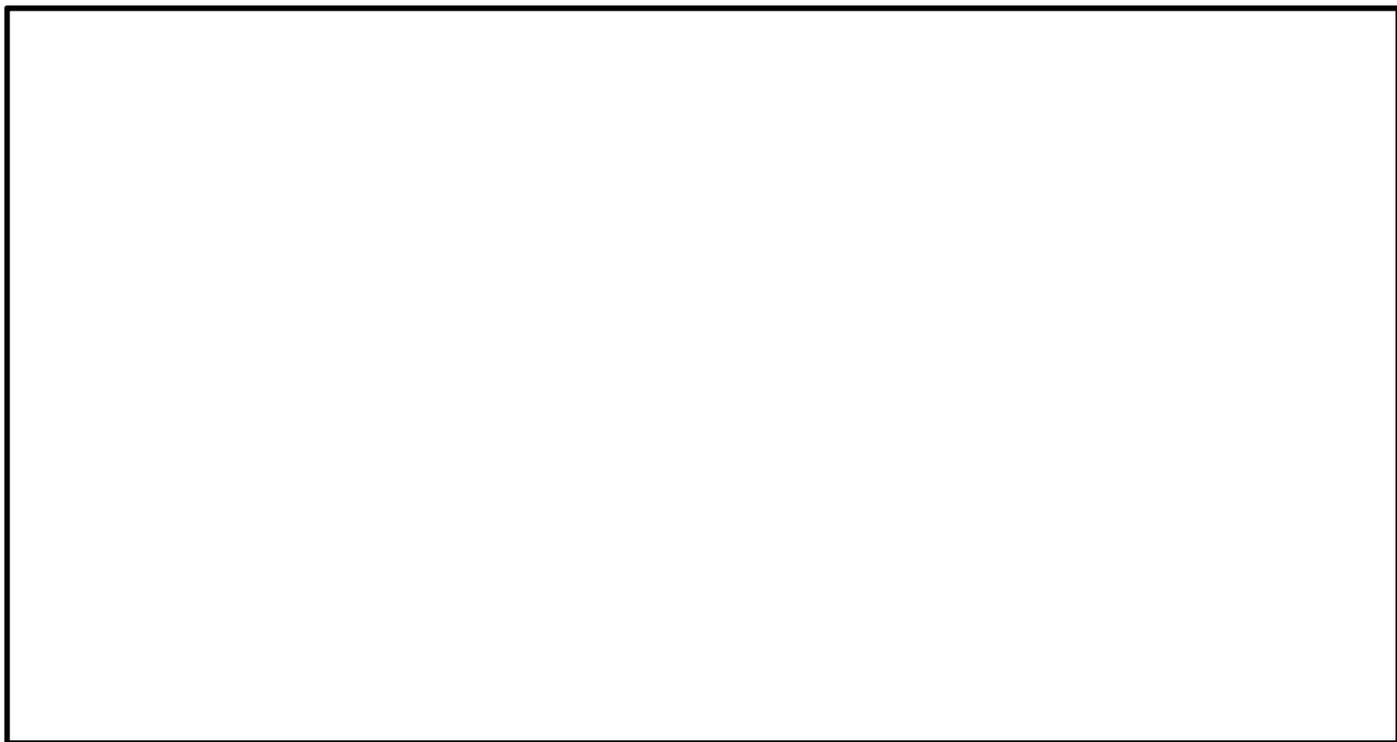
3 感知・消火

3-3 ケーブルトレイの泡自動消火設備の概要

- 近接している異区分ケーブルトレイの分離対策として新たに粘度の高い泡を放出する自動消火設備を設置する。



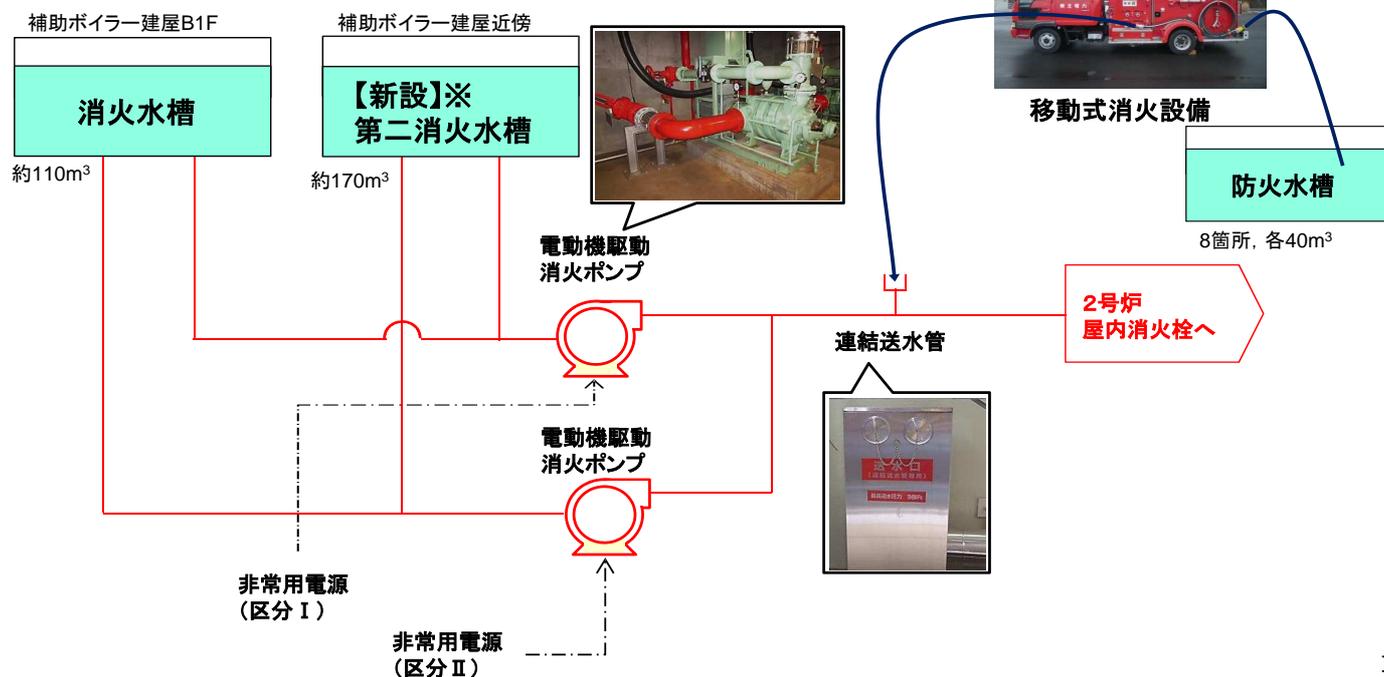
自動泡消火設備を用いた系統分離の概要図



枠囲いの内容は、商業機密または防護上の観点から公開できません。

- 消火用水系の多重化・多様化として、消火水槽を新たに設置し、さらに屋外に連結送水管により、屋内消火栓に移動式消火設備で供給する。

※審査基準に基づき、水源を二重化



4 影響軽減

4-1 系統分離対策の概要

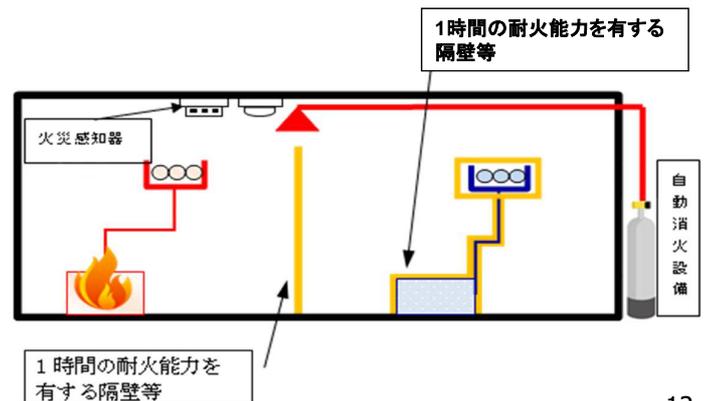
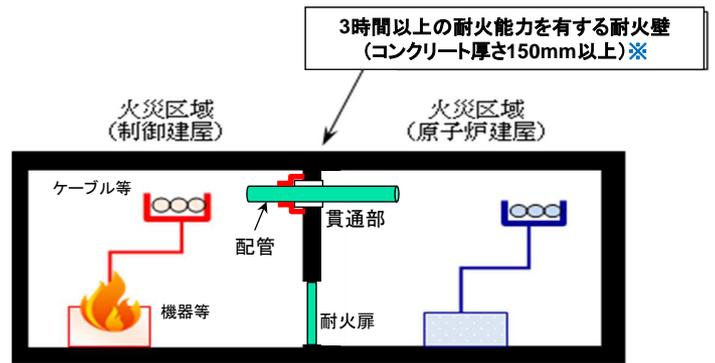
➤ 火災区域の分離

原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域は、審査基準に基づき、3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁によって、他の火災区域から分離する。

※「2001年版耐火性能検証法の解説及び計算例とその解説」（建設省告示第1433号耐火性能検証方法に関する算出方法を定める件）講習会テキストの算定方法により算出された必要コンクリート厚さは123mm

➤ 1時間耐火隔壁等、火災感知および自動消火設備による分離

異なる安全区分の火災防護対象機器等は、審査基準に基づき、1時間の耐火能力を確認した耐火隔壁、火災感知および自動消火設備を設置する。



12

4 影響軽減

4-2 貫通部施工の耐火試験の例

試験体仕様	配管貫通部[壁] (非加熱側)	配管貫通部[床] (非加熱側)
耐火材	ファインフレックス	ロスリムボード, ファインフレックス
開始前	[Image showing the test setup for the penetration test]	
3時間試験終了後		

◆耐火試験方法

耐火材施工側・非施工側の両面について、片面ずつ試験炉で耐火試験を実施

配管貫通部耐火試験イメージ図

枠囲いの内容は、商業機密または防護上の観点から公開できません。

判定基準

- 非加熱面側に達する隙間や亀裂などが生じないこと
- 非加熱面側に10秒を超えて発炎を生じないこと
- 非加熱面側に10秒を超えて火炎が噴出しないこと

試験結果

判定基準を満足していることを確認した

13

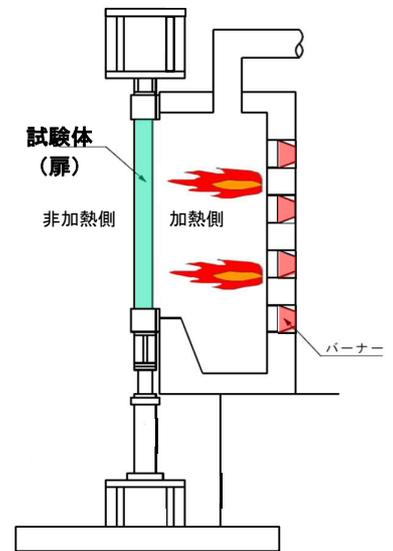
4 影響軽減

4-3 扉の耐火試験の例

	室内側加熱 (写真は非加熱側)	室外側加熱 (写真は非加熱側)
開始前		
3時間後		
判定基準	<ul style="list-style-type: none"> •非加熱面側に達する隙間や亀裂などが生じないこと •非加熱面側に10秒を超えて発炎を生じないこと •非加熱面側に10秒を超えて火炎が噴出ししないこと 	
試験結果	判定基準を満足していることを確認した	

◆耐火試験方法

室内外の両面について、片面ずつバーナーにより加熱し、耐火試験を実施



扉耐火試験イメージ図

4 影響軽減

4-4 3時間耐火壁に設置する扉の対策例

- 扉に設置するドアクローザーについては、3時間耐火性能を有する改良型のを設置する。

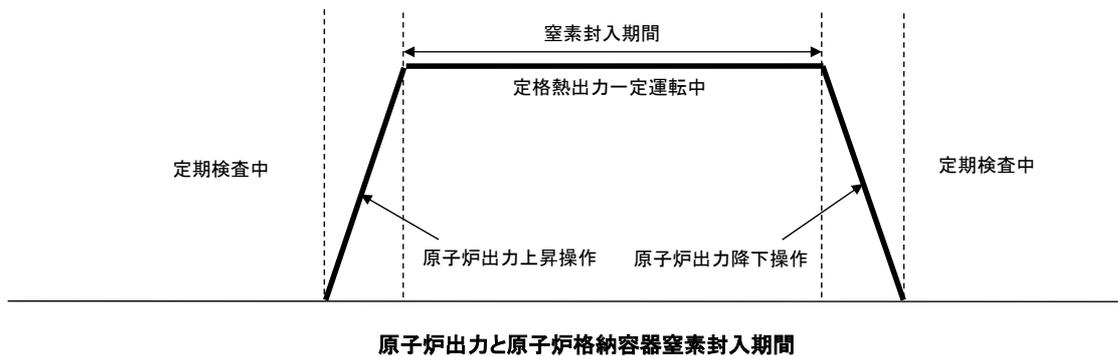


5 原子炉格納容器内の火災防護について①

- 格納容器内は、プラント運転中は窒素が封入され火災の発生は想定されない。
- それに対し、定期検査中等は空気置換を行い作業を行っていることから対策を行う。

1. 火災の感知・消火

- 火災防護に係る審査基準では、火災防護の目的として「原子炉の高温停止及び低温停止」の達成、維持を挙げている。
- これを踏まえ、原子炉出力上昇操作時や原子炉出力降下時および定期検査中等に原子炉格納容器内に窒素が封入されていない期間は原子炉格納容器の特性を考慮し、感知・消火を行う。
(P.17参照)



16

5 原子炉格納容器内の火災防護について②

(1) 火災の感知

- a. 火災の可能性が否定できない定期検査等の空気置換されている期間
 - アナログ式の煙感知器を設置
 - 原子炉再循環ポンプや格納容器サンプポンプには炎感知器を設置
- b. 定期検査前後の火災感知器を設置していない期間
 - 機器故障警報、パラメータ変化等による異常確認により火災可能性を判断

(2) 消火設備

- a. 消火器, 屋内消火栓による消火
 - 火災の可能性があると判断した後, 原子炉を停止し, 消火器または屋内消火栓にて消火活動を行う。
- b. 窒息効果による消火
 - 機器ハッチ閉止状態で火災が発生し, 煙充満や酸素濃度低下により格納容器内への入域が危険と判断した場合, 密閉された格納容器の窒息消火を行う。(P.18参照)

17

5 原子炉格納容器内の火災防護について③(窒息消火の評価)

- 燃焼限界酸素濃度15%*より保守的な評価として2%低くした酸素濃度13%で評価
*東京消防庁消防技術安全所(S60)「密閉室内の燃焼性状に関する研究(第1報)」に基づく濃度
- 再循環ポンプの潤滑油が油受け皿に漏えいし火災が継続して燃焼した場合、4時間程度で消火

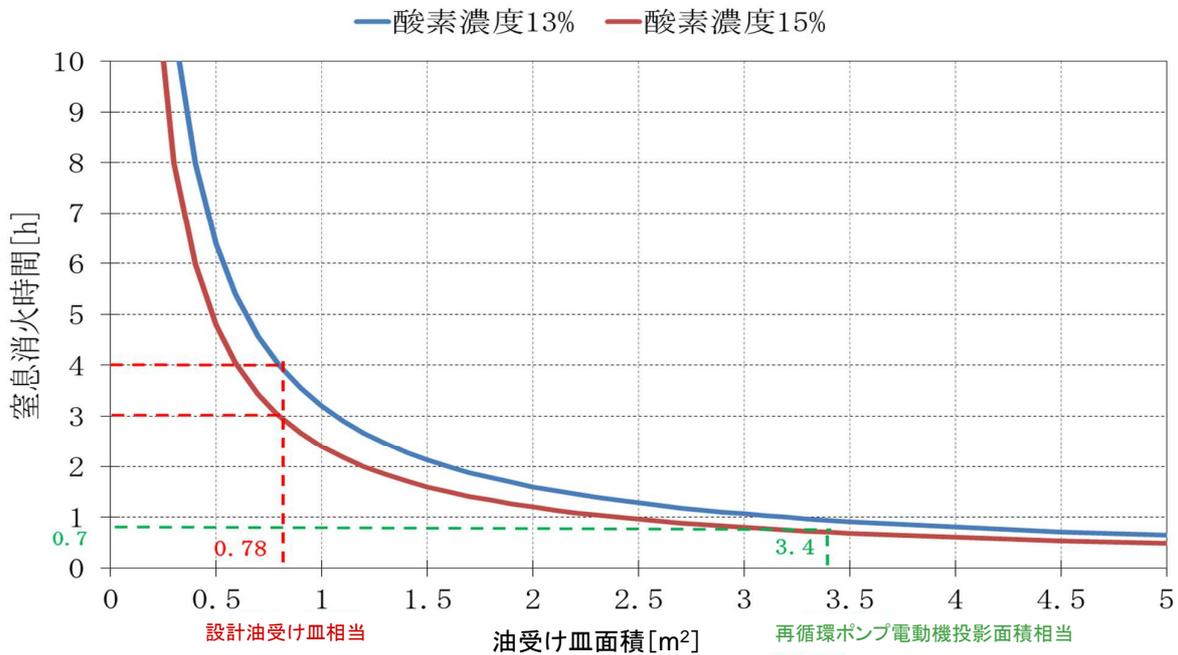


図 原子炉格納容器内火災の窒息消火時間

6 適合性審査状況

内部火災について、当社はこれまでに3回、審査会合において説明している。審査会合で指摘を受けた項目について、現在は残件コメントの対応を行っている。

質問・指摘事項	回答状況
原子炉格納容器内の火災防護対策について、定期検査中を含めて説明すること	<ul style="list-style-type: none"> プラント運転中は格納容器内に窒素が封入されているため、火災は発生しない 定期検査中は空気に置換されるため、異なる種類の火災感知器を設置 仮に火災が発生した際には、感知器動作後に格納容器内に入域し消火を行う ハッチが閉止している状態で入域が困難な場合には「窒息消火」する
難燃性ケーブルを使用できない場合の、電線管端部のパテ埋め施工の必要性について説明すること	<ul style="list-style-type: none"> 女川2号炉では建設当初より難燃性ケーブルを採用 ただし、核計装用ケーブルは微弱電流・微弱パルスを扱うが、耐ノイズ性能を有する使用材料が難燃性を確保できない よって、火災が発生した場合にも延焼しないよう専用電線管に収納 電線管への酸素供給防止のための耐熱シール材を電線管の両端に施工
二酸化炭素消火設備について中央制御室から起動出来ない設計の妥当性について説明すること	<ul style="list-style-type: none"> 二酸化炭素消火設備は、人体に対し非常に危険であるため、消火設備噴射エリアに人がいないことを現場で確認後に起動させることが必要 二酸化炭素消火設備の自動消火や中央制御室からの遠隔起動は困難である よって、非常用ディーゼル発電機室等の消火設備を二酸化炭素消火設備からハロゲン化物自動消火設備に変更する

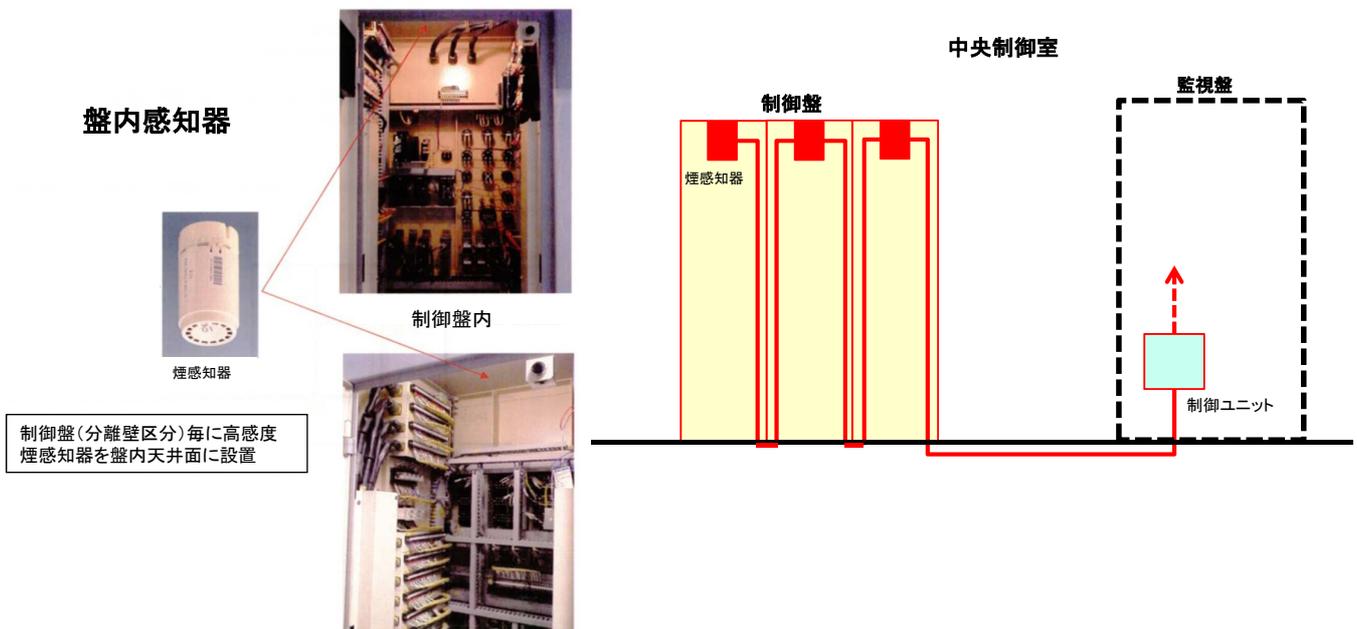
女川2号に関する質問・指摘事項の残件分は20件(平成27年8月6日審査会合時点)。

参考資料

20

参考①: 中央制御室制御盤内の火災感知

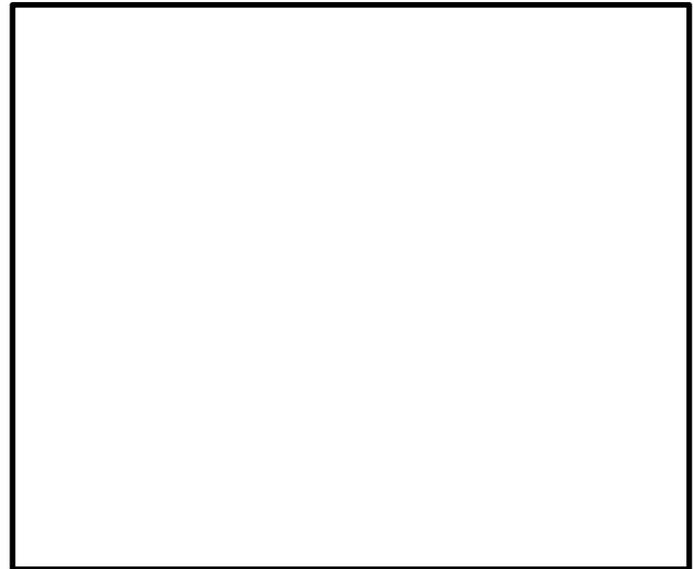
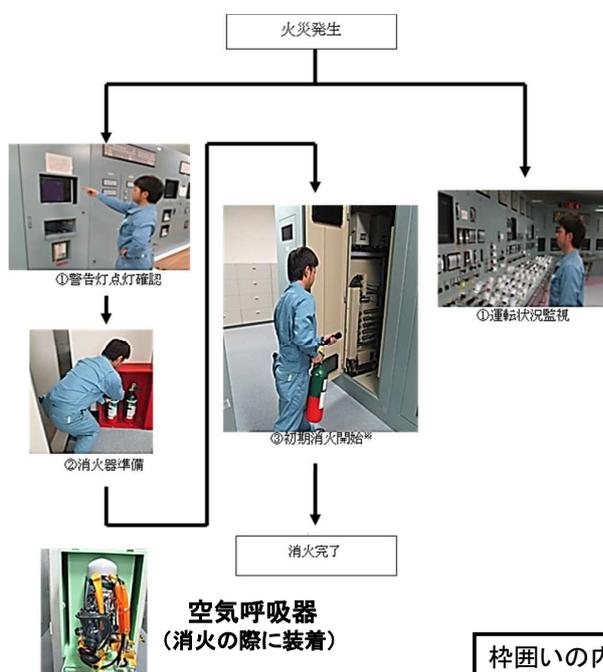
- 原子炉の安全停止に必要な機能を有する制御盤内には, 新たに高感度の煙感知器を設置
- 中央制御室に新たに設置する火災防護設備状態監視盤に警報発報



21

参考②: 中央制御室盤内火災の消火について

- 中央制御室盤内の器具は、不燃、難燃性材料を使用しており、火災発生の可能性は低い。
- 火災発生の可能性は低いものの、早期感知の観点から念のため、高感度煙感知器を設置。
- 感知器動作後、警報発生している盤を特定し、運転員が速やかに移動し消火を行う。



中央制御室内盤面配置(平面図)

枠囲いの内容は、商業機密または防護上の観点から公開できません。

参考③: ハロン系ガスの種類および影響について

1. 使用するハロン系ガスの種類

(1) 全域ハロゲン化物自動消火設備

- ①ハロン1301(一臭化三フッ化メタン: CF_3Br)
- ②HFC-227ea(1,1,1,2,3,3,3-ヘプタフルオロプロパン: $\text{CF}_3\text{CHFCF}_3$)

2. ハロン系ガスの影響

(1) 消火後の影響

①人体への影響

消火後に発生するガスは、フッ化水素(HF)やフッ化カルボニル(COF_2)、臭化水素(HBr)等有毒なものがあるが、ハロン消火後の入出時には、ガス濃度の確認および防護具を着用するため、人体への影響はない。

②設備への影響

電氣的絶縁性が大きいことから電気品への直接的な影響は小さい。

沸点が低く揮発性が高いため腐食性のフッ素の機器等への残留は少なく機器等への影響も少ない。

表面に水分のある場合は腐食性のフッ化水素酸の生成が予想されるため洗浄等の措置が必要。

(2) 誤動作による影響

①人体への影響

ハロン1301誤動作の場合の濃度は5%程度であり、これは無毒性最高濃度と同等である。

HFC-227ea誤動作の場合の濃度は7%程度であり、これは無毒性最高濃度より低い値である。

いずれも雰囲気中の酸素濃度を低下させる濃度でないことから酸欠にはならない。

②設備への影響

(1)消火後の影響の②に同じ

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 6 2 , 6 3
(意見番号 6 5 , 6 6)

新規制基準適合性審査申請

<(5)内部溢水> (No.42,65,66関連)

平成27年8月20日
東北電力株式会社

枠囲いの内容は、商業機密または防護上の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2015, Tohoku Electric Power Co., Inc.

目次

1. 溢水影響評価の概要
2. 溢水源及び溢水量の想定
3. 防護対象設備の設定
4. 溢水防護区画の設定
5. 溢水経路の設定 (No.65関連)
6. 溢水影響評価
7. 溢水防護対策 (No.42, 66関連)
8. 溢水影響評価結果
9. 適合性審査状況

1. 溢水影響評価の概要(1/2)

➤ 溢水防護の基本方針

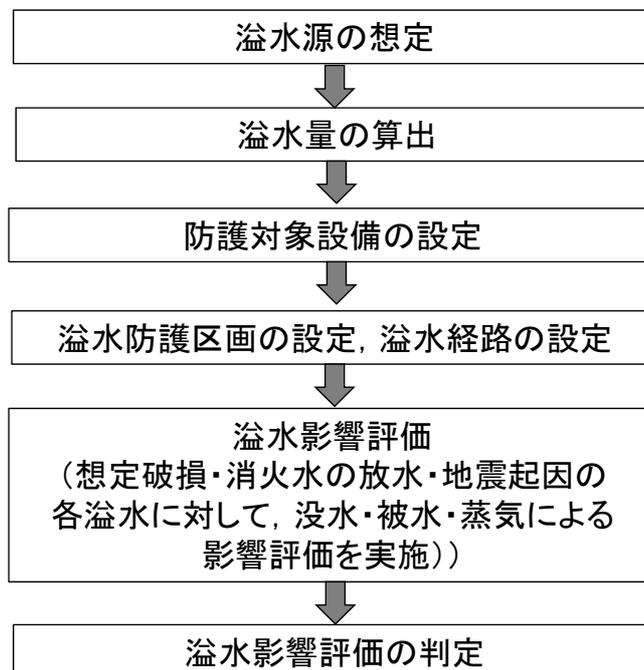
- ① 発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む。), 消火系統等の作動又は使用済燃料プールのスロッシング※により発生した溢水を考慮し, 防護対象設備が没水, 被水及び蒸気の影響を受けて, その安全機能を損なわない設計(多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計)とする。
- ② 自然現象による波及的影響により生じる溢水に関しては, 防護対象設備の配置を踏まえて最も厳しい条件となる自然現象による溢水の影響を考慮し, 防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。
- ③ 放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損することにより, 当該容器又は配管から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には, 溢水が管理区域外へ漏えいしないよう, 建屋内の壁, 扉, 堰等により伝播経路を制限する設計とする。

※ 地震の揺れによりプールの水面が大きくうねる現象

1. 溢水影響評価の概要(2/2)

➤ 溢水影響評価フロー

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド(原子力規制委員会, 平成25年6月(平成26年8月6日改正))に従い, 以下のフローにて溢水影響評価を実施。



2. 溢水源及び溢水量の想定(1/6)

➤ 溢水源の想定

溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。

- ① 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水(以下、「想定破損による溢水」という)
- ② 発電所内で生じる異常状態(火災含む)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水(以下、「消火水の放水による溢水」という)
- ③ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水(以下、「地震起因による溢水」という)

➤ 発生要因及び評価項目毎に想定する溢水源

	想定破損	消火水の放水	地震起因の破損
没水	● 耐震Sクラス※ ¹ を含む系統※ ²	● 消火栓からの放水	● 基準地震動Ss ₁ に対して、耐震性が確保されていない系統 ● 使用済燃料プールのスロッシング
被水			
蒸気	● 耐震Sクラスを含む高エネルギー系統※ ³	—	● 基準地震動Ss ₁ に対して、耐震性が確保されていない高エネルギー系統

※¹ 施設の耐震設計上の重要度を、地震により発生する可能性のある安全機能の喪失及びそれに続く環境への放射線による影響の観点から、施設に応じてSクラス、Bクラス、Cクラスに分けられる。

※² 流体を内包する系統

※³ 運転温度が95℃を超えるか、又は、運転圧力が1.9MPaを超える配管

4

2. 溢水源及び溢水量の想定(2/6)

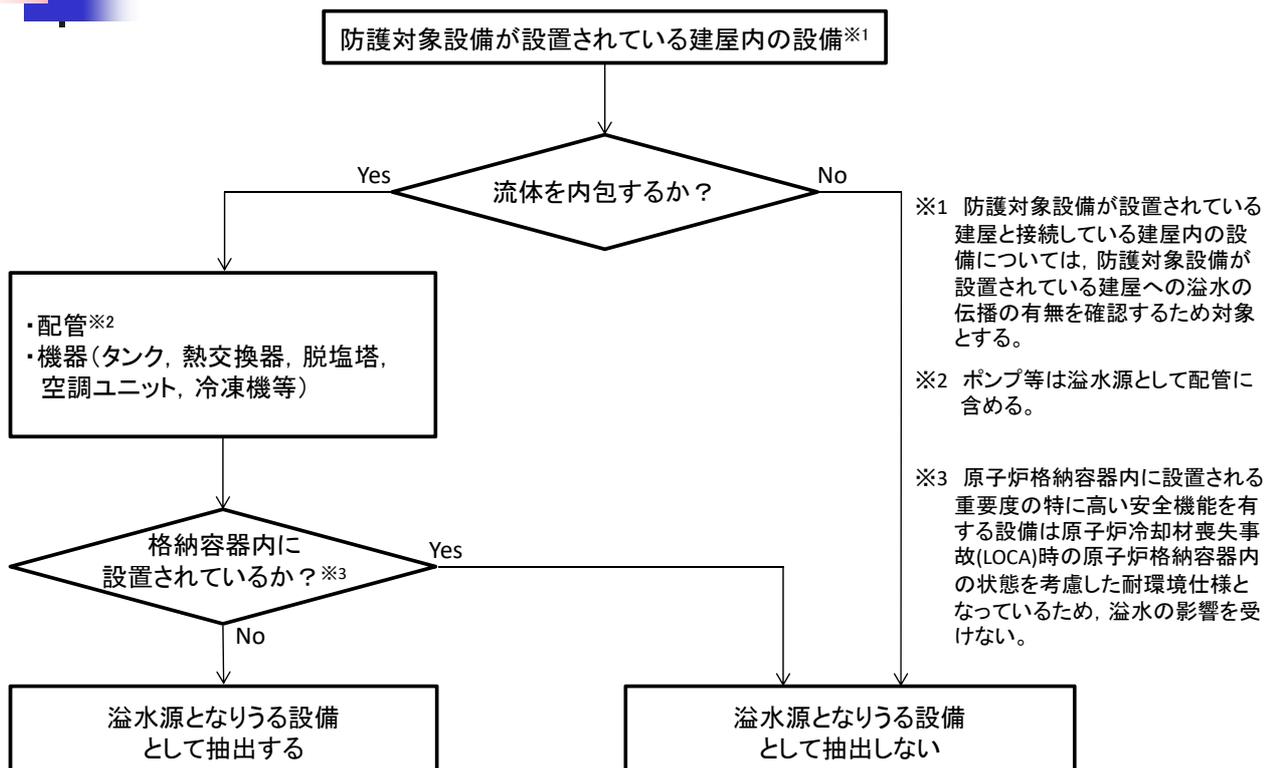


図1 溢水源となりうる設備抽出の考え方

5

2. 溢水源及び溢水量の想定(3/6)

➤ 想定する溢水事象

① 想定破損による溢水

- 1箇所からの溢水を想定(単一故障想定)し, 伝播経路上にある防護対象設備の評価を実施
- 溢水量を算出する際は, 当該系統において最も口径が大きく, 運転圧力が高い箇所における破損を想定(溢水量が最大になる箇所を選定)
- 内部流体条件により破断形状(完全全周破断, 若しくは貫通クラック)を考慮
- 手動・自動隔離を考慮(隔離後の系統保有水流出を考慮)
- 詳細評価(運転中に発生する応力に基づく評価)を実施し条件を満足する場合, 評価範囲について除外規定(破損を想定する必要がない)が適用可能

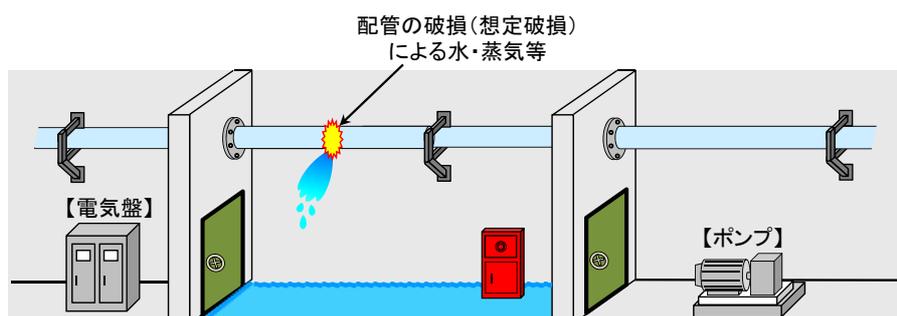


図2 想定破損による溢水(イメージ)

6

2. 溢水源及び溢水量の想定(4/6)

➤ 想定する溢水事象

② 消火水の放水による溢水

- 火災発生区画1箇所における消火活動(放水)を想定
- 火災荷重に係わらず一律3時間の放水を想定
- ホース引廻しによる扉の開放を考慮した評価を実施
- 電気品室等, 消火の際に水を使用しない区画・エリアについては, 消火水の伝播による影響について評価を実施



図3 消火水の放水による溢水(イメージ)

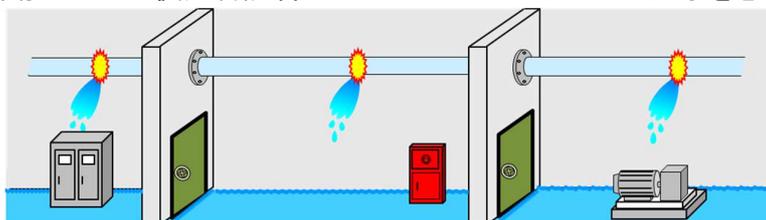
7

2. 溢水源及び溢水量の想定(5/6)

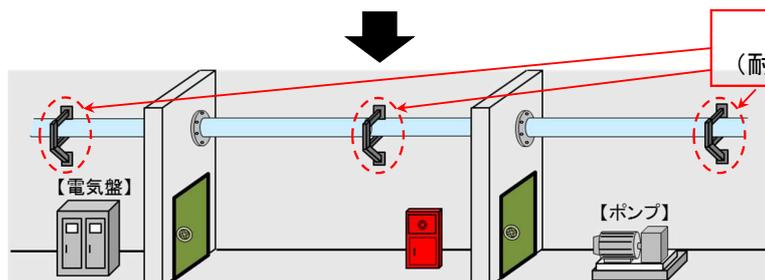
➤ 想定する溢水事象(イメージ)

③ 地震起因による溢水

- 基準地震動Ss1による地震力に対して、耐震性が確保されない低耐震クラス(耐震B, Cクラス)設備の複数同時破損を想定
- 基準地震動Ss1による使用済燃料プールのスロッシングによる溢水を想定



【低耐震クラス配管が地震起因で損傷した場合】



【低耐震クラス配管の耐震補強後】

図4 地震起因による溢水(イメージ)

8

2. 溢水源及び溢水量の想定(6/6)

➤ 溢水量の想定

	想定破損	消火栓からの放水	地震起因の破損
没水	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 機器の単一破損を想定 ➤ 内部流体条件により破断形状を設定 ➤ 手動・自動隔離を考慮(隔離後における残水の流出を考慮) <p>⇒ 漏えい流量, 隔離に要する時間, 系統保有水量より溢水量を算出</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 火災荷重に係わらず一律3時間の放水を想定 ➤ 実放水量の確認結果(264.9 l/min)に保守性を考慮 <p>⇒ 300 l/min × 60min × 3時間 = 54m³の放水を考慮</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 複数(系統&箇所)同時破損を想定 ➤ 破損する系統の保有水を溢水量として算定 ➤ 手動隔離には期待しない <p>⇒ 破損する系統の保有水量を各建屋毎に算定</p>
被水	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 溢水量に依存しない(溢水発生箇所と防護対象設備の位置関係, 耐環境仕様の有無及び被水防護措置の有無により評価) 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同左 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同左
蒸気	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 溢水量は算定せず(伝播範囲と防護対象設備の位置関係, 耐環境仕様の有無により評価) 		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 溢水量は算定せず(伝播範囲と防護対象設備の位置関係, 耐環境仕様の有無により評価)

9

3. 防護対象設備の設定(1/3)

➤ **防護対象設備の範囲**

以下の機能を有する系統を抽出し、これらの機能を確保する上で必要となる設備を抽出※

✓ 重要度の特に高い安全機能を有する系統

- 安全重要度分類指針におけるPS-1,MS-1に属する系統
- 同指針におけるMS-2に属する系統のうち、事故時監視機能を有する系統

✓ 使用済燃料プールの冷却及び給水機能を有する系統

機能	重要度	系統
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	PS-1	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁
放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	MS-1	原子炉格納容器隔離弁、残留熱除去系(原子炉格納容器スプレイ冷却モード)、非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系
原子炉の緊急停止機能・未臨界維持機能	MS-1	制御棒駆動水圧系(スクラム機能)、ほう酸水注入系
原子炉停止後の除熱機能	MS-1	原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) 高圧炉心スプレイ系、自動減圧系(手動逃がし機能) 逃がし安全弁(手動逃がし機能)
炉心冷却機能	MS-1	残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧・高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系、自動減圧系
工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	MS-1	安全保護系
安全上特に重要な関連機能	MS-1	非常用所内電源系、制御室及びその遮へい、非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系
事故時のプラント状態の把握機能	MS-2	原子炉格納容器内雰囲気放射線モニタ系等
使用済燃料プールの冷却機能		残留熱除去系(燃料プール冷却モード)、燃料プール冷却浄化系
使用済燃料プールの給水機能		残留熱除去系(燃料プール冷却モード)、燃料プール補給水系

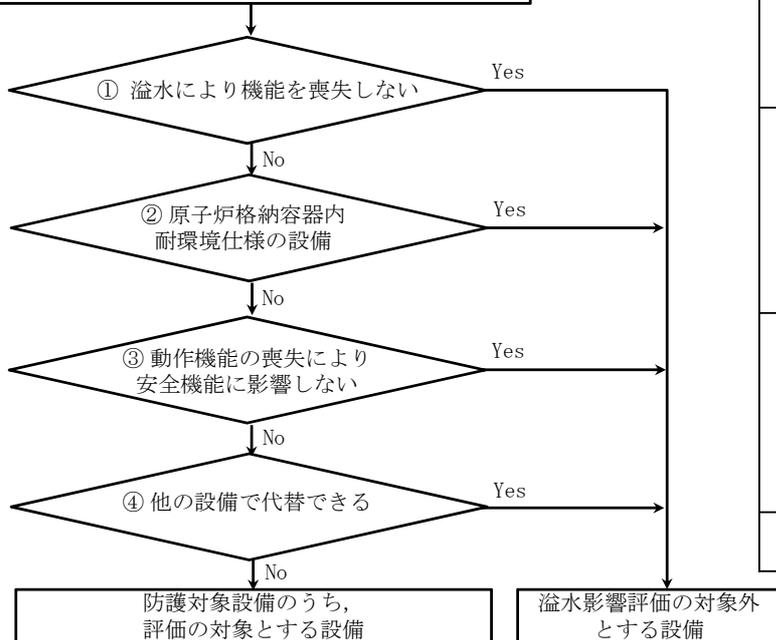
※ 当該設備の耐環境仕様、安全機能を維持する上での必要性を考慮し、溢水の影響がないと予め評価できる設備については、対象から除外する

3. 防護対象設備の設定(2/3)

➤ **防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー**

【防護対象設備】

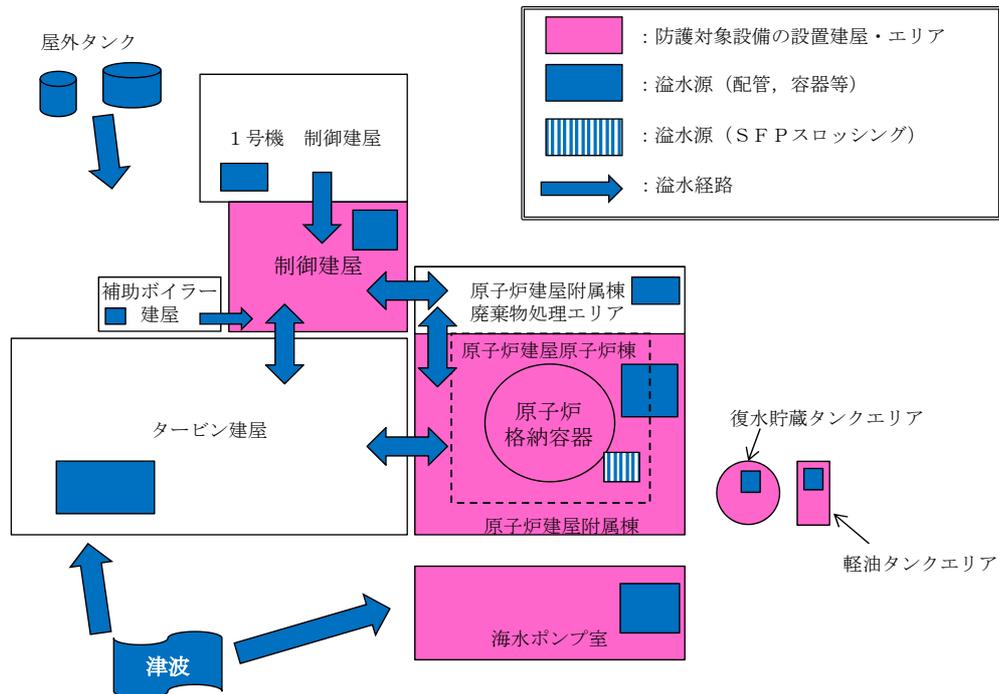
重要度の特に高い安全機能を有する系統設備
及び
使用済燃料プールの冷却及び給水機能を有する設備



各項目	溢水影響評価の対象外とする理由
①	容器、熱交換器、弁等の静的機器は、外部からの電源供給等が不要であることから、溢水の影響により外部からの電源供給や電気信号を喪失しても機能喪失はしない
②	原子炉格納容器内設備のうち、重要度の特に高い安全機能を有する系統設備は、原子炉冷却材喪失(LOCA)時の原子炉格納容器内の状態(温度・圧力条件及び溢水影響)を考慮した耐環境仕様としているため、溢水影響はない
③	状態監視のみの現場指示計、フェイルアイズでも安全機能に影響しない電動弁、或いはフェイルポジションでも安全機能に影響しない空気作動弁など、動作機能喪失によっても安全機能へ影響しない設備は、溢水影響がない
④	他の設備により機能が代替できる設備

3. 防護対象設備の設定(3/3)

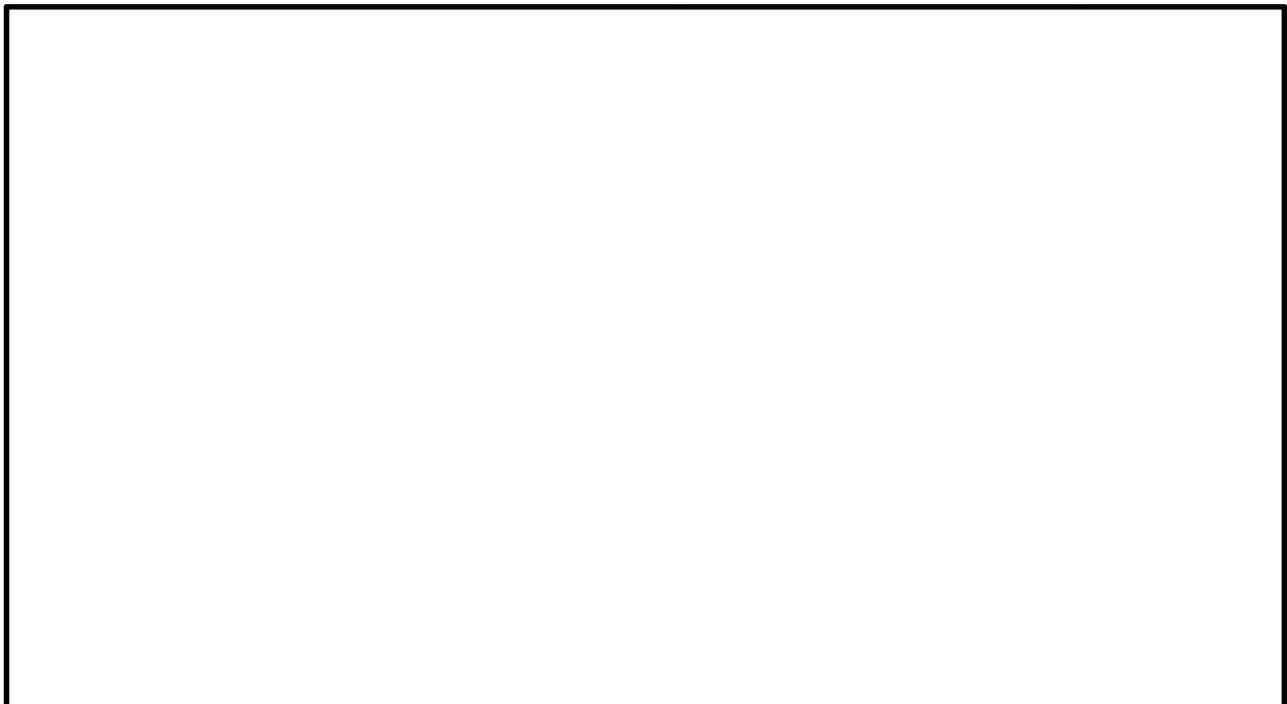
➤ 防護対象設備の設置建屋・エリアについて



12

4. 溢水防護区画の設定

- 防護対象設備が設置されたエリアを「溢水防護区画」として設定する。また、防護対象設備は設置されていないが、溢水の発生が想定されるエリアや溢水の伝播経路となるエリアを「その他区画」として設定する。

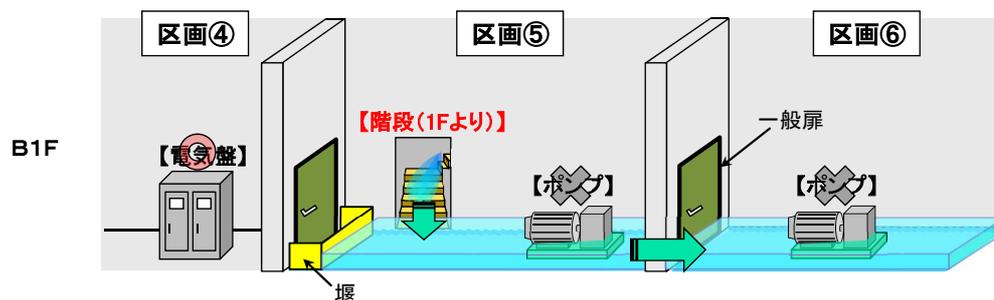
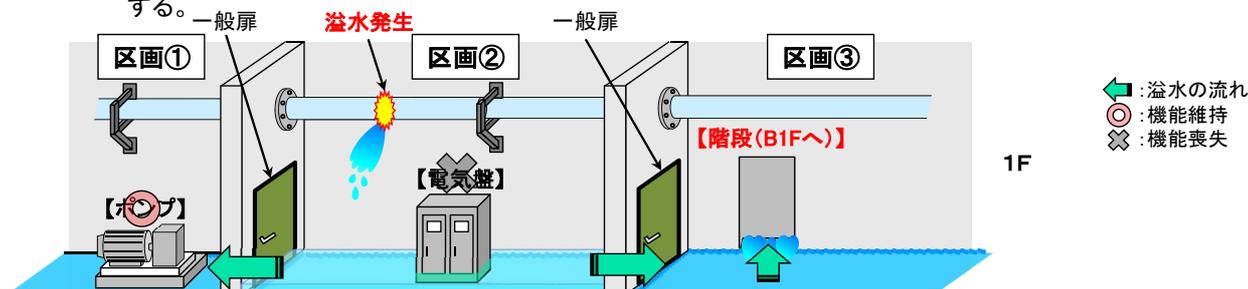


13

5. 溢水経路の設定(1/3)

➤ 溢水経路のイメージ

- 壁で区切られた区画②で発生した溢水は、一般扉(止水性なし)を通じて隣の区画①と区画③に溢水が流入する。
- 1階の区画③の階段から地下1階の区画⑤へ溢水が流れ、一般扉を通じて区画⑥へ流入する。
- 区画④は、区画⑤の溢水水位(評価高さ)を超える高さの「堰」を設けることで、区画⑤から区画④への浸水を防止する。

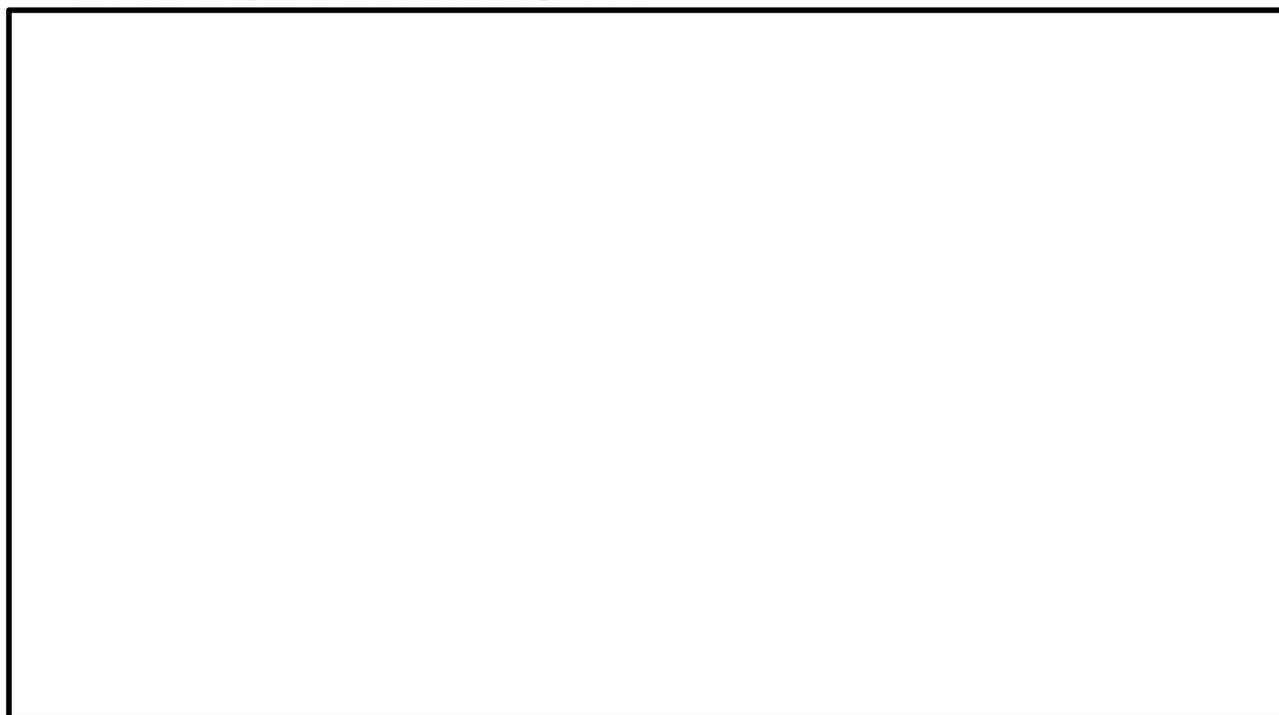


溢水経路のイメージ図

14

5. 溢水経路の設定(2/3)

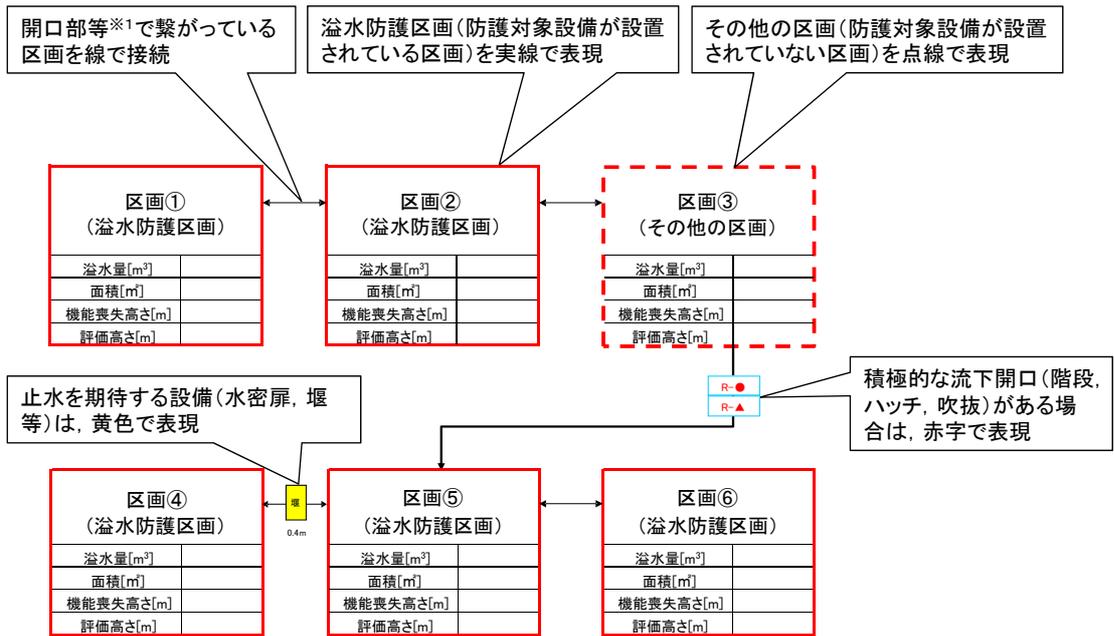
- 「溢水防護区画」や「その他区画」への溢水の伝播経路となる扉開口や床ハッチ開口からの溢水の流れを「溢水伝播経路」として「溢水防護区画図」に示す。



15

5. 溢水経路の設定(3/3)

➤ 溢水伝播フロー図…各区画の接続状況を表示したもの



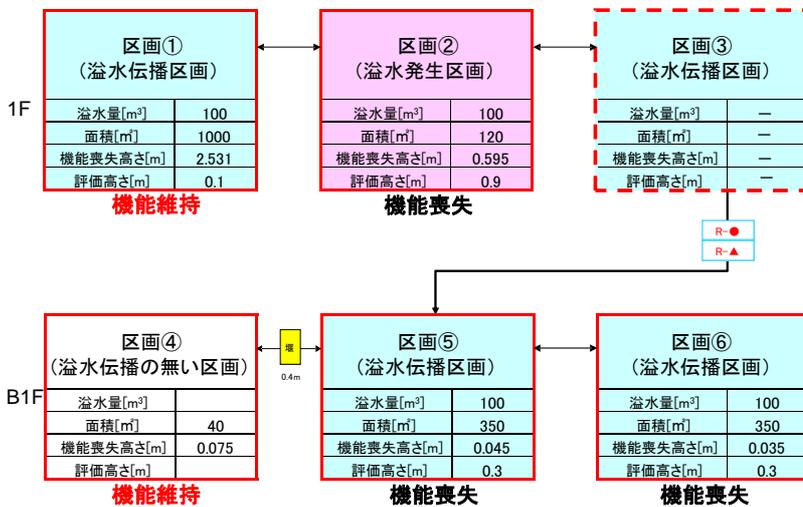
※1 一般扉(水密扉を除く)、ハッチ、吹抜、配管貫通部、電線管貫通部、ダクトを含む

6. 溢水影響評価

➤ 溢水影響評価(サンプル)

➤ 溢水伝播フロー図を用いた溢水影響評価の例を示す。(区画④の防護対象設備を防護する想定)

➤ 評価例では、区画②で発生した溢水が、区画どうしのつながりから下階の区画へ伝播し、最終的に区画⑤へ流入することになるが、溢水水位(評価高さ)を超える「堰」を設けることで、⑤から④への浸水を防止する評価となっている。



【評価内容】

1. 区画②にて溢水が発生
2. 区画②における溢水水位を算出(溢水量÷面積)
3. 溢水水位と機能喪失高さを比較し、判定
4. 区画①に溢水量全量を移動し2.~3.の評価を実施
5. 区画③にある階段を経由して区画⑤へ溢水量全量を移動し、2.~3.の評価を実施
6. 区画⑥に溢水量全量を移動し2.~3.の評価を実施
7. 区画④へは、溢水水位(0.3m)より高い堰(0.4m)が設置されていることから、伝播はしない。

【凡例】

- 区画② : 溢水発生区画
- 区画①, ③, ⑤, ⑥ : 溢水伝播区画
- 区画④ : 溢水伝播の無い区画
- 黄色 : 止水対策

7. 溢水防護対策(1/2)

➤ 溢水による防護対象設備への影響を防止するため、次の対策を講ずることで防護対象設備の安全機能を維持する。なお、新たに設置する水密扉や堰等の対策は、機能維持のため計画的に点検を実施する。

➤ 地震起因による溢水量低減

- 防護対象設備が設置されている建屋・エリア内の低耐震クラス(耐震B, Cクラス)配管・機器の耐震性評価を実施し、必要に応じて耐震補強(サポート追加等)を実施する。

➤ 没水対策

- 計器設置レベルの見直し
- 計器の移設
- 設備周囲への堰設置
- 空調ダクトへの止水ダンパ設置
- 空調ダクトの取替(鋼板製ダクトへ取替)
- 建屋内配水系の逆流防止(フロート式逆流防止弁)

➤ 被水対策

- 電線管接続部へのコーキング処理
- ダクト接続部へのコーキング処理

➤ 蒸気対策

- 隔離ダンパ設置
- 耐環境仕様品への取替

建屋内配水系の逆流防止(フロート式逆流防止弁)



フロート式逆流防止弁

取付前

取付時

取付完了

18

7. 溢水防護対策(2/2)

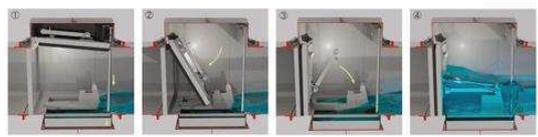
配管貫通部
止水処置(再施工)



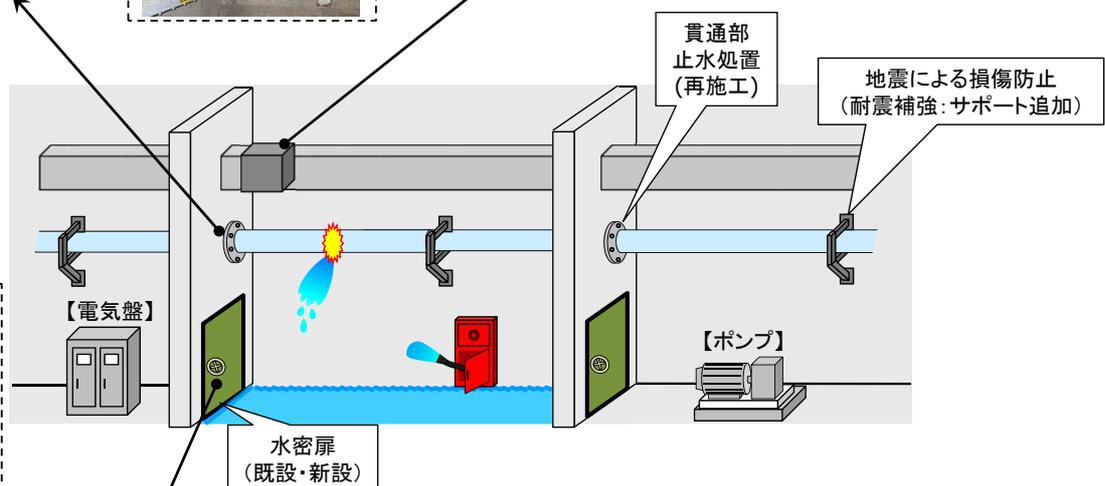
電路貫通部止水処置
(再施工)



止水ダンパの設置(新設:壁貫通ダクト)



水密扉(既設)



【溢水防護対策の実施例】

19

8. 溢水影響評価結果

▶ 溢水影響評価結果のまとめ

溢水の発生要因である「想定破損」、「消火栓からの放水」、「地震起因の破損」によって発生する溢水に対して、溢水による防護対象への「没水」、「被水」、「蒸気」の影響を評価し、溢水防護対策を実施することで、原子炉、使用済燃料プールに関する安全機能が喪失しないことを確認した。

	影響有無の判断	想定破損	消火栓からの放水	地震起因の破損
没水	溢水水位 ↓ 機能喪失 高さ	全てのケースにおいて、溢水の影響により原子炉、使用済燃料プールに関する安全機能を喪失しないこと（多重化された系統が同時にその機能を喪失しないこと）を確認*	全てのケースにおいて、溢水の影響により原子炉、使用済燃料プールに関する安全機能を喪失しないこと（多重化された系統が同時にその機能を喪失しないこと）を確認*	溢水の影響により原子炉、使用済燃料プールに関する安全機能を喪失しないこと（多重化された系統が同時にその機能を喪失しないこと）を確認*
被水	被水 影響範囲 ↓ 機器配置 被水対策	全てのケースにおいて、溢水の影響により原子炉、使用済燃料プールに関する安全機能を喪失しないこと（多重化された系統が同時にその機能を喪失しないこと）を確認*	全てのケースにおいて、溢水の影響により原子炉、使用済燃料プールに関する安全機能を喪失しないこと（多重化された系統が同時にその機能を喪失しないこと）を確認*	溢水の影響により原子炉、使用済燃料プールに関する安全機能を喪失しないこと（多重化された系統が同時にその機能を喪失しないこと）を確認*
蒸気	蒸気 影響範囲 ↓ 機器配置 耐環境仕様	全てのケースにおいて、溢水の影響により原子炉、使用済燃料プールに関する安全機能を喪失しないこと（多重化された系統が同時にその機能を喪失しないこと）を確認*	/	溢水の影響により原子炉、使用済燃料プールに関する安全機能を喪失しないこと（多重化された系統が同時にその機能を喪失しないこと）を確認*

※ 溢水防護対策工事により、対応を図ることを前提として記載している。

20

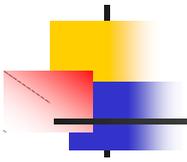
9. 適合性審査状況

内部溢水影響評価について、当社はこれまでに3回、審査会合において説明している。過去の不具合事例の反映状況、評価の保守性、運転員の現場アクセス性などに対する質問・指摘を受け、概ね回答が終了している。

質問・指摘事項	回答状況
他社の溢水事象も含め溢水影響評価に反映が必要な過去のトラブルを整理して説明すること。	他社の溢水事象も含め、過去の不具合事象について検討し、既に評価に盛り込まれている、若しくは、必要となる対策（水密扉の設置、貫通部への止水等）を講ずることとしていることを説明した。
評価における、溢水経路間の伝播水量の保守性を説明すること。	実際の溢水伝播は、建屋内排水系の床 dren により排水され溢水量が低減する場合や、堰等を越えられず一部滞留する場合が考えられるが、評価において、溢水が他の区画へ伝播する際は、これらの溢水量の低減や滞留を考慮せずに、全量伝播するものとして評価していることを説明した。
溢水発生系統の漏えい停止操作に関して、運転員による現場操作が必要な場合のアクセス性について成立性を説明すること。	漏えい停止操作を実施する場合の運転員のアクセス性を検討し、アクセス通路が、歩行に影響のない水位であること、及び環境の温度、放射線量、薬品による影響、漂流物の影響、照明の有無並びに感電を考慮してもアクセス性へ影響がないことを説明した。

女川2号に関する質問・指摘事項の残件分は2件（平成27年6月4日審査会合時点）。

21



《参考》 安全重要度分類の定義

➤ PS (Prevention System) : 異常発生防止系

その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、一般公衆などに対し過度の放射線被ばくをおよぼす恐れのある系統や機器

(例: 原子炉冷却材バウンダリ機能など)

➤ MS (Mitigation System) : 異常影響緩和系

異常状態において、拡大の防止又は速やかな収束により、一般公衆などに対し過度の放射線被ばくの防止、または緩和する機能を有する系統や機器

(例: 原子炉格納容器, 非常用炉心冷却系など)

- なお、PSおよびMSの系統や機器等を安全機能の重要度に応じ、クラス1, 2および3に分類する。

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 6 4

(意見番号 6 8)

新規制基準適合性審査申請
設計基準対象施設
＜(6)外部電源＞
(No.68関連)

平成30年6月1日
東北電力株式会社

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

All rights reserved. Copyrights © 2018, Tohoku Electric Power Co., Inc.

1

目次

1. 基準要求事項
2. 設備の概要
3. 電気系統の故障拡大防止
4. 外部送電線の独立性
5. 外部送電線の信頼性
6. 外部電源の容量
7. 受送電設備の信頼性
8. 所内電源系統(非常用電源設備)の信頼性
9. 適合性審査状況(審査会合での主な質問・指摘事項)

1. 基準要求事項(1/2)

○「**实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則**」(以下、「設置許可基準」という。)第三十三条(保安電源設備)において、**原子炉の緊急停止、停止後の除熱、炉心冷却等の動作に必要な電力を供給するため、外部送電系統に接続すること、および非常用電源(ディーゼル発電機、125V蓄電池)の設置が求められている。**

○なお、今回のご説明は設計基準対処設備に係る内容であり、重大事故等対処設備として配備するガスタービン発電機等のご説明は別途実施。

設置許可基準第三十三条(保安電源)の要求事項および対応方針

設置許可基準	分類	対応方針
(保安電源設備) 1 重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、 電力系統に連系したものでなければならない。	外部電源	外部送電線として、275kV送電線(4回線)、66kV塚浜支線(1回線)と接続【P4,5】
2 発電用原子炉施設には、 非常用電源設備 (安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。)を設けなければならない。	非常用電源	ディーゼル発電機3台と、125V蓄電池3系統の設置【P6~8】
3 保安電源設備(安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、 機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。	外部電源 非常用電源	保護継電器による異常(地絡・短絡等)の検知により遮断器を動作し異常の拡大を防止【P9~10】

1. 基準要求事項(2/2)

設置許可基準	分類	対応方針
4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち 少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。	外部電源	外部送電線はそれぞれ独立したルートに設置【P11】
5 前項の電線路のうち 少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。	外部電源	外部送電線は、全ての送電線が同一鉄塔に設置している箇所はない【P12~14】
6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、 いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。	外部電源	外部送電線は5回線(牡鹿(2)、松島(2)、塚浜(1))あり、いずれの2回線が喪失しても電力供給可能【P15~21】
7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。	非常用電源	ディーゼル発電機、125V蓄電池は物理的分離を考慮した配置とし、原子炉停止等に必要な容量を保有【P22~24】
8 設計基準対象施設は、 他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。	非常用電源	ディーゼル発電機、125V蓄電池は2号炉のものを使用【P22】

2. 設備の概要

(1)外部電源設備(電力系統)の概要(1/2)

設置許可基準第三十三条
1項関連【外部電源】

- 女川原子力発電所に接続する送電線は、275kV送電線4回線及び66kV送電線1回線の合計5回線を保有。
- 275kV送電線4回線は、牡鹿幹線2回線、松島幹線2回線の2ルートでそれぞれ石巻変電所、宮城中央変電所に、66kV送電線1回線は、塚浜支線1回線(鮎川線1号を一部含む)の1ルートで女川変電所に接続され、それぞれ互いに独立。
- 275kV送電線1回線又は66kV送電線1回線で原子炉の安全停止に必要な電力を受電することができる設計。

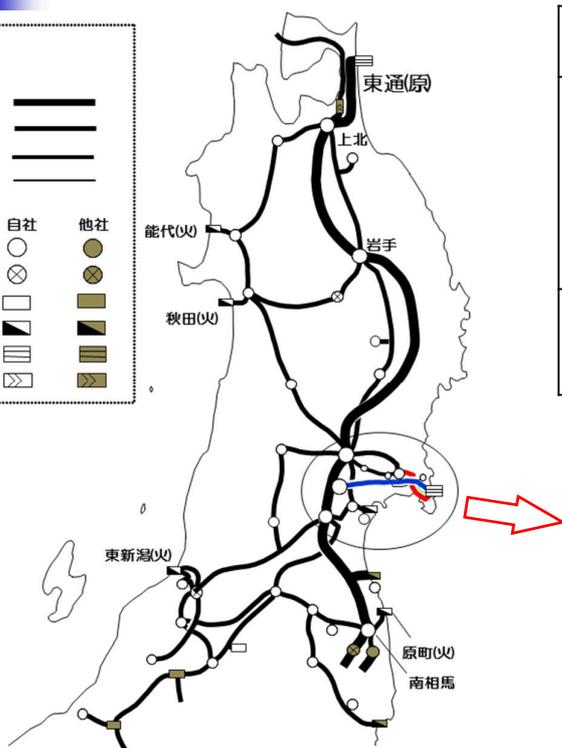
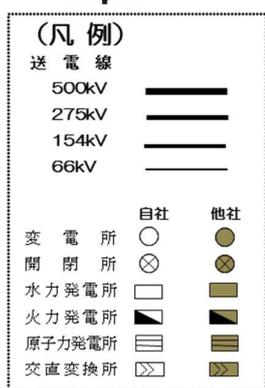


発電所構内の送電線配置状況

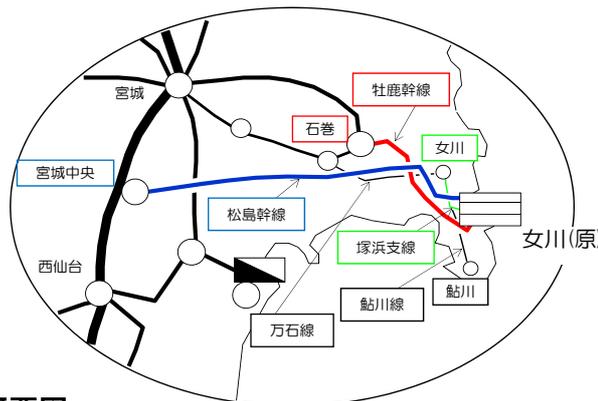
2. 設備の概要

(1)外部電源設備(電力系統)の概要(2/2)

設置許可基準第三十三条
1項関連【外部電源】



電圧	線路名	回線数	接続する変電所 (発電所からの距離)
275kV	牡鹿幹線	2	石巻変電所 (送電線巨長:約28km 直線距離:約25km)
	松島幹線	2	宮城中央変電所 (送電線巨長:約84km 直線距離:約65km)
66kV	塚浜支線 (鮎川線1号を一部含む)	1	女川変電所 (送電線巨長:約8km 直線距離:約6km)



送電系統概要図

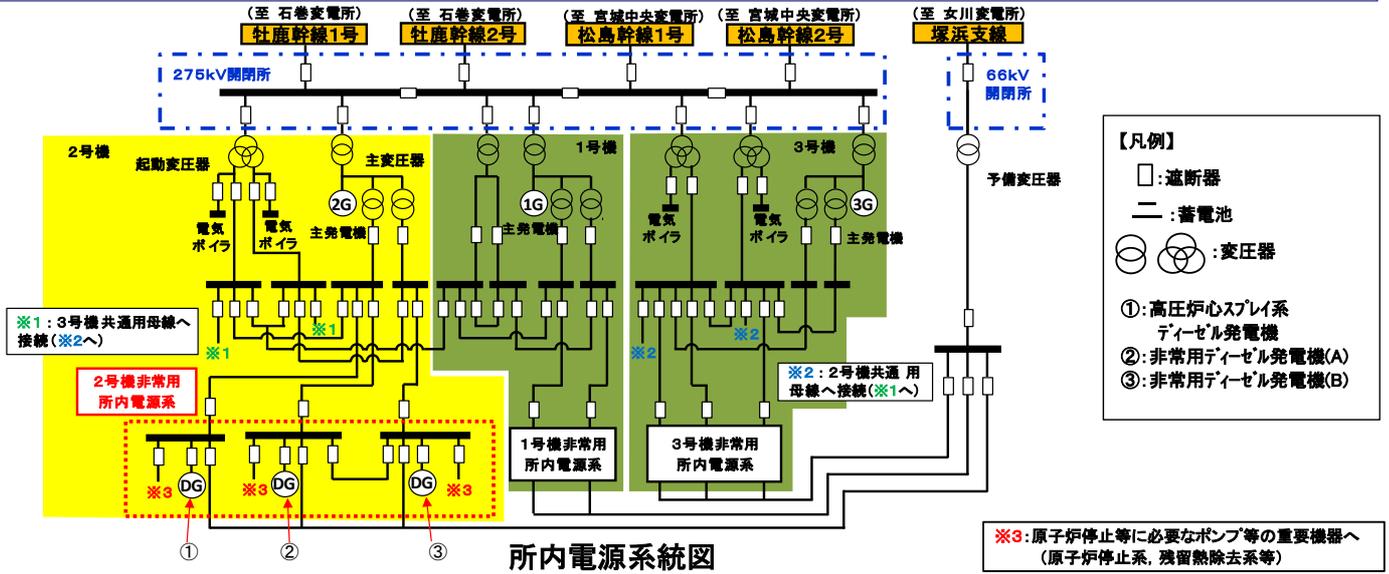
2. 設備の概要

(2) 所内電源系統(非常用電源設備)の概要 (1/3)

設置許可基準第三十三条
2項関連【非常用電源】

○女川2号炉は、非常用電源設備として、ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電機2台、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台)及び125V蓄電池(所内用125V蓄電池2系統、高圧炉心スプレイ系用125V蓄電池1系統)を保有。

○原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能への電力を供給する非常用所内電源系統は、3系統を確保することで多重性を有し、原子炉停止中は外部送電線(275kV, 66kV)、非常用電源設備(ディーゼル発電機、125V蓄電池)から受電可能な設計。

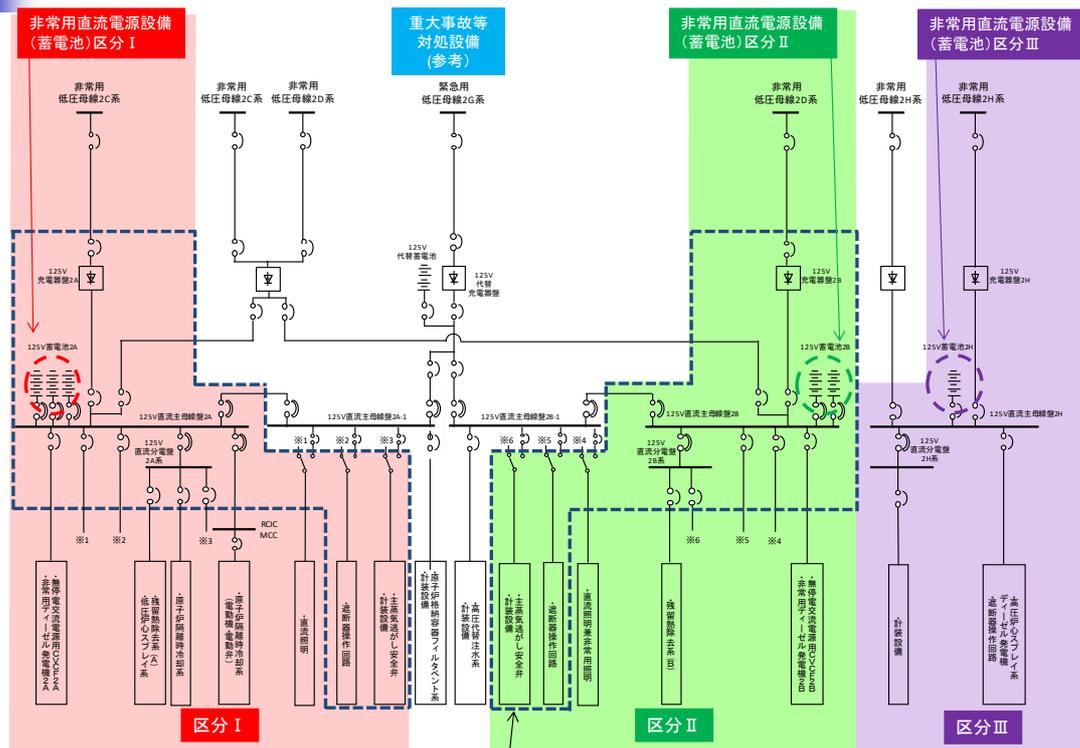


所内電源系統図

2. 設備の概要

(2) 所内電源系統(非常用電源設備)の概要 (2/3)

設置許可基準第三十三条
2項関連【非常用電源】



設計基準事故対処設備

設計基準事故対処設備と
重大事故等対処設備を兼用している設備

設計基準事故対処設備

【凡例】
○: 低圧遮断器
□: 配線用遮断器

直流電源設備系統図

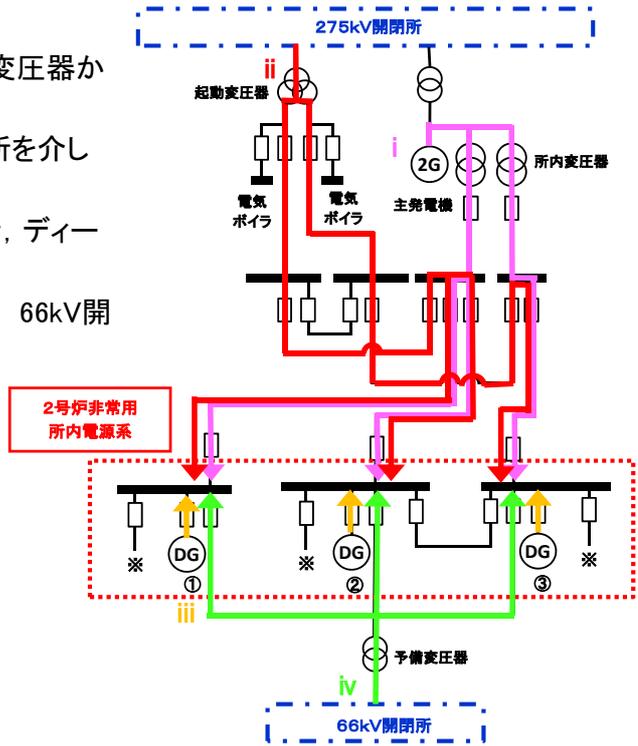
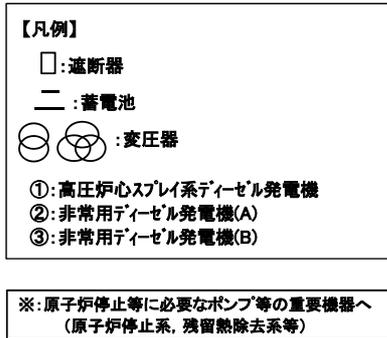
2. 設備の概要

(2) 所内電源系統(非常用電源設備)の概要 (3/3)

設置許可基準第三十三条
2項関連【非常用電源】

➤ 非常用所内電源系の母線切替え

- i. 通常運転時は、主発電機より発生した電力を所内変圧器から受電
- ii. 所内変圧器から受電できない場合は、275kV開閉所を介し起動変圧器からの受電に切替え
- iii. 所内変圧器及び起動変圧器から受電できない場合、ディーゼル発電機からの受電に切替え
- iv. 非常用ディーゼル発電機等から受電できない場合、66kV開閉所を介し予備変圧器からの受電に切替え



非常用所内電源系の母線切替え順序

3. 電気系統の故障拡大防止 (1/2)

設置許可基準第三十三条
3項関連【外部電源・非常用電源】

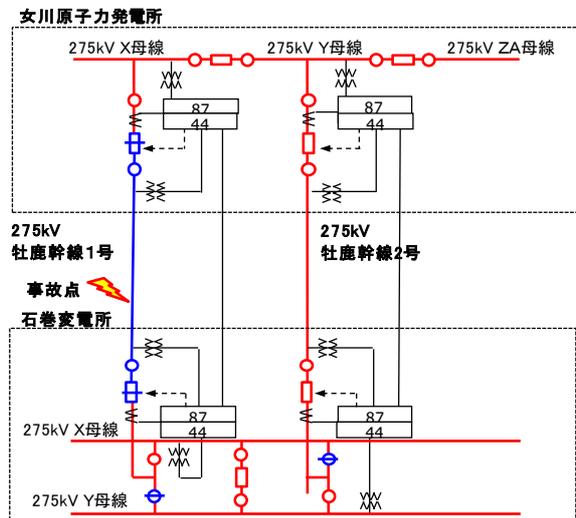
○開閉所(母線等)、変圧器、その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する短絡、地絡等に対し、原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能への電力の供給が停止することのないように、保護継電装置を設置。

○異常を検知した場合には、異常の拡大防止のため、保護継電器からの信号により、遮断器等により故障箇所を隔離するとともに、故障による影響を局所化し、他の電気系統の安全性への影響を限定。

➤ 牡鹿幹線の保護継電器例

- ・ 女川原子力発電所と石巻変電所を連系する275kV牡鹿幹線には下表に示す保護継電器を設置。
- ・ 送電線の短絡若しくは地絡を保護継電器が検出した場合、当該送電線が連系される遮断器を開放し、故障区間を速やかに分離し、残りの健全回線の電力供給を維持することが可能。

保護継電器(保護方式)	
差動継電器 (87)	2箇所の地点における電流差により短絡・地絡故障を監視する継電器。短絡・地絡事故時は電流差が大きくなるため、電流差が大きくなった場合に動作する。
距離継電器 (44)	継電器設置点の電圧・電流により短絡・地絡故障を監視する継電器。短絡・地絡故障時は、電圧と電流の比率が変化するため、それを距離に置き換え、当該継電器が保護する送電区間内にある場合に動作する。



送電線保護継電器例(275kV牡鹿幹線1号線故障時の動作)

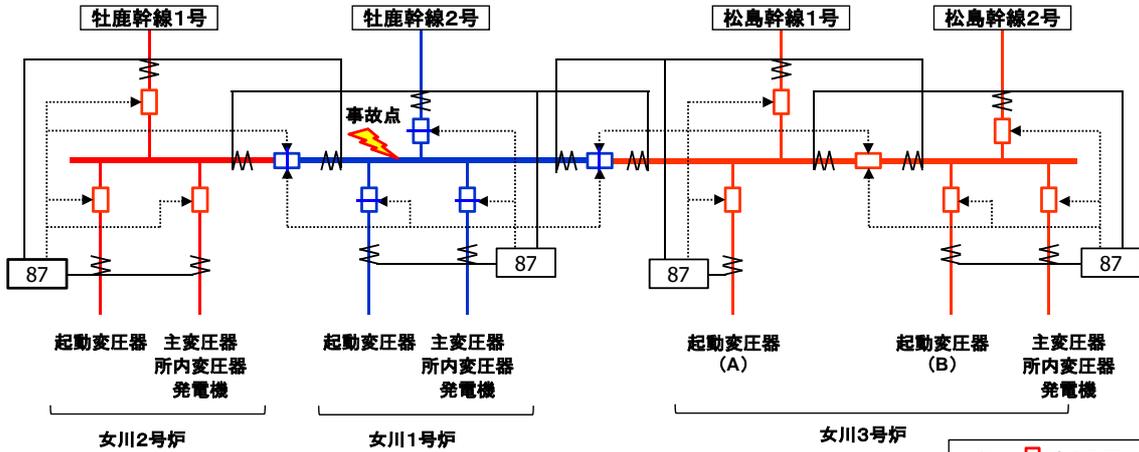
3. 電気系統の故障拡大防止 (2/2)

設置許可基準第三十三条
3項関連【外部電源・非常用電源】

275kV開閉所の保護継電器例

- ・女川原子力発電所275kV開閉所は、4母線で構成されており、下表に示す保護継電器を設置。
- ・母線の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該母線が連系される遮断器を開放し、故障区間を速やかに分離し、残りの健全側母線での電力供給を維持。

保護継電器(保護方式)	
差動継電器 (87)	2箇所の地点における電流差により短絡・地絡故障を監視する継電器。短絡・地絡事故時は電流差が大きくなるため、電流差が大きくなった場合に動作する。



送電線保護継電器例(275kV開閉所 1号炉が接続する母線故障時の動作)

(凡例)	□ 遮断器(閉)	— 充電部
	□ 遮断器(開)	— 停電部

4. 外部送電線の独立性 (1)外部送電線の構成

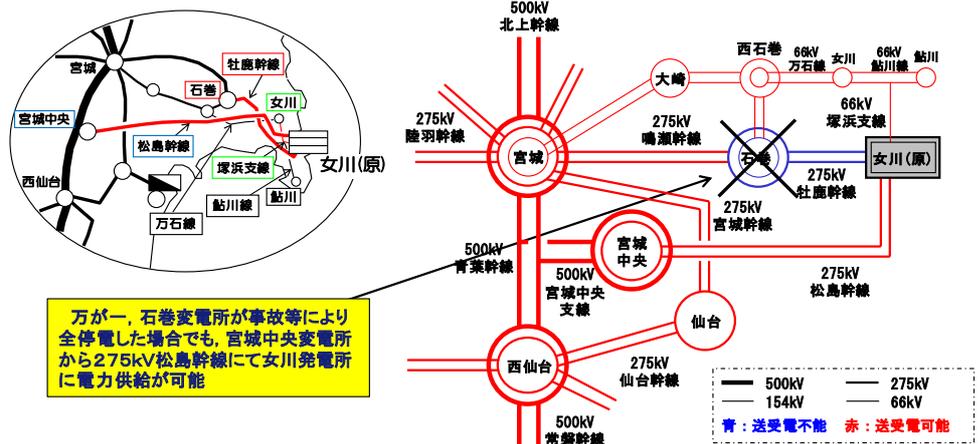
設置許可基準第三十三条
4項関連【外部電源】

○275kV牡鹿幹線2回線1ルートは石巻変電所に、275kV松島幹線2回線1ルートは宮城中央変電所に、66kV塚浜支線1回線1ルートは女川変電所に連系し、1つの変電所が停止することで女川原子力発電所に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計。

275kV牡鹿幹線及び275kV松島幹線を含む275kV系統は、ループ状に形成しており供給信頼性の向上を図っている。

電圧	線路名	回線数	接続する変電所
275kV	牡鹿幹線	2	石巻変電所
	松島幹線	2	宮城中央変電所
66kV	塚浜支線(鮎川線1号を一部含む)	1	女川変電所

事故等による送電線や変電所構内の電流・電圧の異常を検出した際は、保護継電器の動作により故障回線を瞬時に特定し、遮断器にて故障区間を速やかに分離することで、女川原子力発電所に接続する送電線がすべて停止しない設計。



万が一、石巻変電所が事故等により全停電した場合でも、宮城中央変電所から275kV松島幹線にて女川発電所に電力供給が可能

石巻変電所停止時の供給系統(例)

— 500kV	— 275kV
— 154kV	— 66kV
青: 送受電不能	赤: 送受電可能

4. 外部送電線の独立性

12

(2) 電線路の物理的分離(送電鉄塔への架線状況)(1/3)

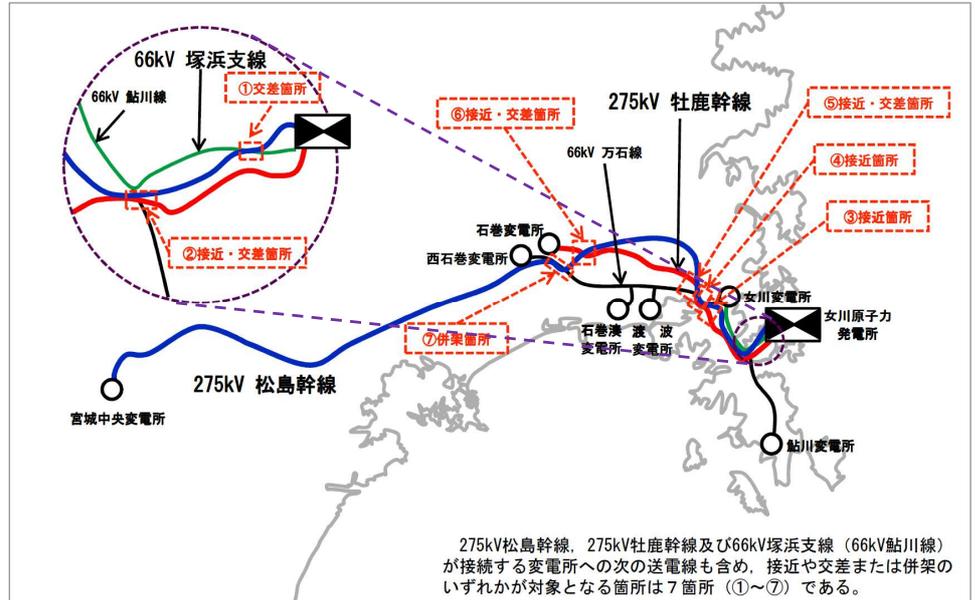
設置許可基準第三十三条
5項関連【外部電源】

○女川原子力発電所に接続する全ての送電線(5回線)が同一鉄塔に架線されている箇所はなく、物理的に分離した設計

・女川原子力発電所に接続する送電線等※1には接近・交差・併架※2する箇所が7箇所(①～⑦)があるが、万一送電線事故が発生した場合における評価を行い、いずれの場合も発電所への電力供給が継続して可能であることを確認。

※1「女川原子力発電所に接続する送電線等」とは、275kV松島幹線、275kV牡鹿幹線、66kV塚浜支線、66kV鮎川線及び66kV万石線をいう。

※2「送電線の併架」とは、ひとつの送電鉄塔に複数の系統の送電線を支持させる状態をいう。



送電線の接近・交差・併架箇所

4. 外部送電線の独立性

13

(2) 電線路の物理的分離(送電鉄塔への架線状況)(2/3)

設置許可基準第三十三条
5項関連【外部電源】

【評価例(①交差箇所)】

1. 松島幹線No.3又はNo.4の鉄塔が倒壊、松島幹線No.3～No.4の電線が落下し、松島幹線が停電。
2. 松島幹線No.3～No.4の電線が、塚浜支線No.6～No.7の電線と接触し、塚浜支線が停電。
3. 牡鹿幹線の2回線が残り、発電所に電力供給可能。



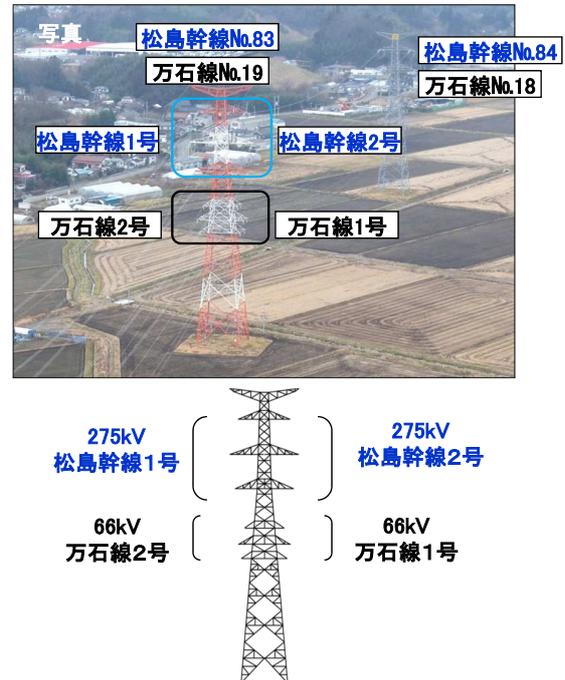
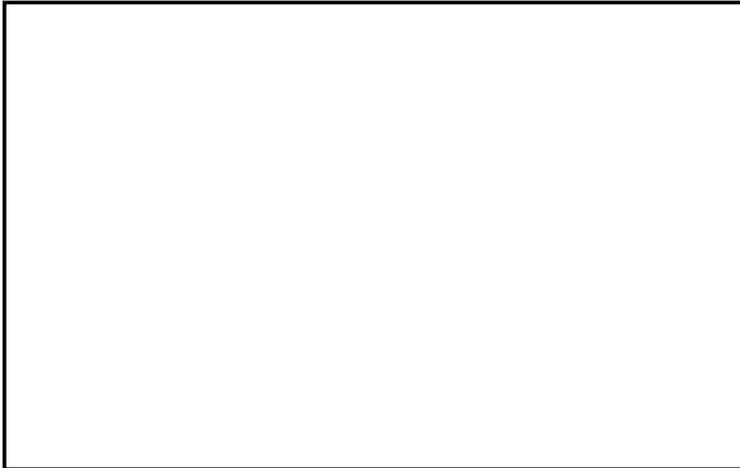
4. 外部送電線の独立性

(2) 電線路の物理的分離(送電鉄塔への架線状況)(3/3)

設置許可基準第三十三条
5項関連【外部電源】

【評価例(⑦併架箇所)】

- 併架区間の鉄塔が倒壊し、松島幹線、万石線、鮎川線及び塚浜支線が停電。
- 牡鹿幹線の2回線が残り、発電所に電力供給が可能。



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

5. 外部送電線の信頼性(1/2)

設置許可基準第三十三条
6項関連【外部電源】

- 送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜地の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止する設計。
- 過去に発生した設備の被害状況を踏まえ、電気設備の技術基準等への適合に加え、冬期の着氷雪による事故防止対策を実施。

①鉄塔基礎の安定性

- ・一般に、送電線ルートは、ルート選定の段階から地すべり地域等を極力回避し、地震による鉄塔敷地周辺の影響による被害の最小化を実施。
- ・さらに、女川原子力発電所に接続する275kV・66kV送電線は、鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える盛土の崩壊、地すべり、急傾斜地の土砂崩壊について、図面等を用いた机上調査・地質専門家による現地踏査を実施し、鉄塔基礎の安定性を確認し、問題ないことを確認。

対象線路	対象基数	現地踏査基数			崩壊防止対策等の追加対策が必要な基数
		盛土の崩壊	地すべり	急傾斜地の崩壊	
275kV 松島幹線	233基	0基	14基	41基	0基
275kV 牡鹿幹線	86基	4基	3基	21基	0基
66kV 塚浜支線	10基	0基	0基	4基	0基
66kV 鮎川線	70基	0基	5基	35基	0基
66kV 万石線	77基	1基	2基	17基	0基
5線路	476基	5基	24基	118基	0基

※基礎の安定性評価以降も巡視及び点検を実施しており、基礎の安定を脅かす兆候(亀裂等)がないことを確認

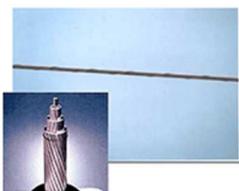
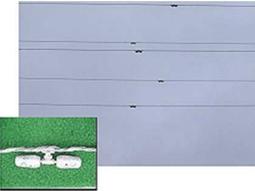
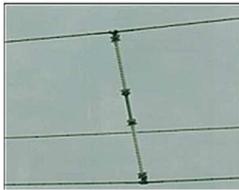
鉄塔基礎の安定性評価結果

5. 外部送電線の信頼性(2/2)

設置許可基準第三十三条
6項関連【外部電源】

②風雪対策

電気設備の技術基準や送電用支持物設計標準(JEC-127-1979)に適合した設備設計に加えて、一部区間において耐雪強化対策として、以下の湿型着雪荷重の考慮や雪害防止対策品を採用。

難着雪リング	ヒレ付電線・地線	ねじれ防止ダンパ
		
電線・地線にリングを一定間隔で取り付け、電線・地線のよりに沿って滑る着雪をさえぎり、雪の回り込みによる着雪の発達を防止	アルミ線を圧縮してよりあわせた電線・地線の最外層の1本にヒレを取り付け、雪の回り込みによる着雪の発達を防止	電線・地線におもりを取り付けてねじれ剛性を高め、電線・地線の回転による着雪の発達を防止
相間スペーサ	ルーズスペーサ	※ギャロッピング 電線への着氷雪が翼状に形成され強風条件が重なり電線が動揺する現象。動揺が激しくなると電線が互いに接近・接触し電気事故が発生する。
		
電線間に絶縁性のスペーサを取り付け、電線の動揺を抑制するとともに、電線間の接触を防止 (主に154kV以下の単導体線路)	素導体把持部の半分が自由回転することで、揚力特性が変化し、ギャロッピング※を抑制 (主に275kV以上の多導体線路)	

6. 外部電源の容量

設置許可基準第三十三条
6項関連【外部電源】

○発電所に接続する275kV送電線及び66kV送電線は、1回線で2号炉の停止に必要な電力を供給できる容量を有する設計。

➤ 原子炉を安全に停止するために必要となる電力

非常用ディーゼル 発電機容量	号炉	1号	2号	3号
	1台分容量	5.625MVA	7.625MVA	7.625MVA
必要容量	20.875MVA			

➤ 送電線及び変圧器の設備容量

	牡鹿幹線(2回線)	松島幹線(2回線)	塚浜支線(1回線)
送電線容量	約1,548MW/回線(>20.875MVA) (約1,629MVA/回線※) (1号炉, 2号炉及び3号炉共用)	約1,078MW/回線(>20.875MVA) (約1,134MVA/回線※) (1号炉, 2号炉及び3号炉共用)	約49MW(>20.875MVA) (約51MVA/回線※) (1号炉, 2号炉及び3号炉共用)
変圧器容量	2号起動変圧器		予備変圧器 (1号炉, 2号炉及び3号炉共用)
	40MVA(>7.625MVA)		25MVA(>20.875MVA)

※ 力率0.95でMVAに換算。

7. 受送電設備の信頼性(1/4)

設置許可基準第三十三条
6項関連【外部電源】

○275kV・66kV開閉所及びケーブル洞道等は十分な支持性能を持つ地盤に設置した上で、遮断器等の機器は耐震性の高い機器を使用し、耐震Cクラス※を満足する設計。

○275kV・66kV開閉所は、津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、塩害を考慮する設計。

※耐震クラスは、施設の耐震設計上の重要度に応じてSクラス、Bクラス、Cクラスに分類される。Cクラスは、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの。



2号炉電源ケーブルライン全体平面図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

7. 受送電設備の信頼性(2/4)

設置許可基準第三十三条
6項関連【外部電源】

①開閉所設備等の耐震性

- ・275kV・66kV開閉所及びケーブル洞道等の基礎構造は、直接基礎構造又は杭基礎構造とし、不等沈下、傾斜又はすべりがおきないような地盤に設置。
- ・発電所内の開閉所の遮断器は、耐震Cクラスを満足するガス絶縁開閉装置(GIS)及びガス遮断器を使用。



基礎構造図(275kV開閉所(松島幹線))



開閉所設備外観

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

7. 受送電設備の信頼性(3/4)

設置許可基準第三十三条
6項関連【外部電源】

②送変電設備のがいしの耐震対策

- ・275kV送電線で支持がいしに長幹がいしを使用していた鉄塔に、可とう性のある懸垂がいしに取替。
- ・66kV送電線で支持がいしがある鉄塔に、ロックピン式免震金具の取付けを実施。



7. 受送電設備の信頼性(4/4)

設置許可基準第三十三条
6項関連【外部電源】

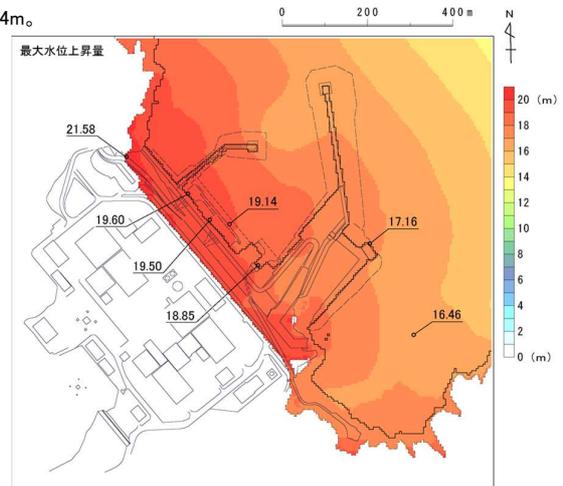
③津波の影響, 塩害対策

- ・開閉所設備等の電気設備は、O.P.※+14.8m以上の高さに設置。基準津波による敷地前面の最高水位はO.P.+23.1mであるが、防潮堤及び防潮壁の設置により、当該電気設備が津波の影響を受けない設計。
- ・275kV開閉所にはがいし洗浄装置を設置。また、遮断器は絶縁性の高いガス絶縁装置を採用し、塩害の影響を受けない設計。

※:O.P.は女川原子力発電所工所用基準面であり、東京湾平均海面(T.P.)-0.74m。



開閉所設備等と防潮堤の配置



最大水位上昇量 21.58m
+ 期望平均満潮位 O.P.+1.43m
= 最高水位 O.P.+23.1m

基準津波(水位上昇側)による最大水位上昇量分布

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

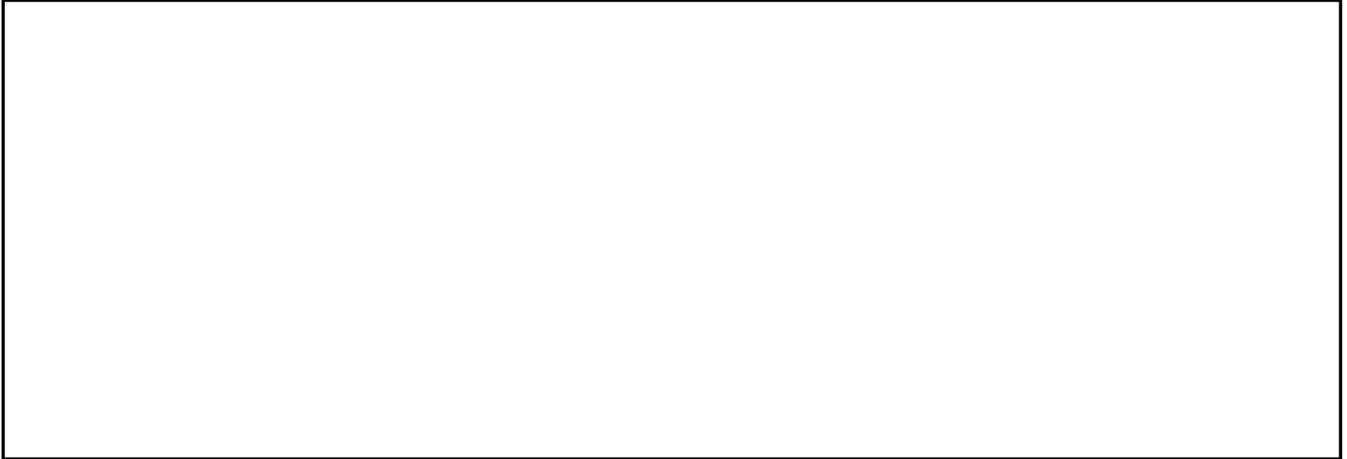
8. 所内電源系統(非常用電源設備)の信頼性(1/3)

設置許可基準第三十三条
7, 8項関連【非常用電源】

○非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、必要な容量を有する合計3台を設置。また、125V蓄電池及びその附属設備も3系統を設置し、それぞれ多重性及び独立性を確保。

①配置

- ・非常用電源設備は、系統毎に区画された電気室等に設置。
- ・これらは、基準地震動に対して支持機能が維持可能な建物及び構築物の区画された部屋に設置。



ディーゼル発電機およびその附属設備の配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

8. 所内電源系統(非常用電源設備)の信頼性(2/3)

設置許可基準第三十三条
7項関連【非常用電源】



125V蓄電池及びその附属設備の配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

8. 所内電源系統(非常用電源設備)の信頼性(3/3)

設置許可基準第三十三条
7項関連【非常用電源】

②ディーゼル発電機の容量

非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、外部電源の喪失(LOP)及び冷却材喪失事故(LOCA)が発生した際に自動起動し、原子力発電所の保安上必要とされる各負荷に電力を供給するために、十分な発電機容量を有する設計。

➤ 非常用ディーゼル発電機

＜発電機容量＞ 7,625kVA(1台あたり)

＜必要容量＞ (A系)5,916.3kW, (B系)5,854.8kW

＜主な負荷＞

- ・外部電源が完全に喪失した場合に、A系又はB系1台で原子炉を安全に停止するために必要な負荷
- ・残留熱除去系等の非常用炉心冷却系(高圧炉心スプレイ系除く)作動のための負荷

➤ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

＜発電機容量＞ 3,750kVA

＜必要容量＞ 2,137.4kW

＜主な負荷＞

- ・外部電源が完全に喪失した場合に、高圧炉心スプレイ系の運転に必要な負荷

9. 適合性審査状況(審査会合での主な質問・指摘事項)

○第560回審査会合(平成30年3月29日)における主な指摘事項は以下のとおり。

審査会合での主な質問・指摘事項

No	分類	項目	内容	回答方針
1	質問・指摘事項	送電線の風雪に対する配慮	送電線の風に対する配慮としては、「送電用支持物設計標準(JEC-127-1979)」に定める基準速度圧(100 kgf/m ²)を考慮しているが、それに相当する風速(約40m/s)以上を女川地点で記録した実績の有無を確認すること。	当該地点における風速実績を確認する。

(参考) 震災時の外部電源の被災状況

○:送電中 ×:停電発生 -:送電停止中

		松島幹線		牡鹿幹線		塚浜支線
		1号	2号	1号	2号	
2011年 3月11日	地震発生前	○	○	○	○	○
	地震発生後	×	○	×	×	×
	損傷内容 ／復旧時期	支持がいし折損による停電※1 ⇒3月17日復旧		開閉所の牡鹿幹線1号、2号の避雷器内部損傷による停電※2 ⇒3月12日復旧		鮎川線鉄塔(塚浜支線分岐から鮎川変電所の間)の倒壊による停電※3 ⇒3月26日倒壊鉄塔を系統から切り離して復旧
2011年 4月7日	地震発生前	○	○	- 事象発生時は点検のため送電停止中	○	○
	地震発生後	○	×	-	×	×
	損傷内容 ／復旧時期	支持がいし折損による停電※1 ⇒4月10日復旧		開閉所の牡鹿幹線2号の避雷器内部損傷による停電※2 ⇒4月8日復旧		広範囲での停電による影響であり、送電機能に影響を及ぼす損傷なし ⇒4月8日復旧

両地震において、万一外部電源が喪失した場合でも、ディーゼル発電機により原子炉および使用済燃料プールの冷却に必要な非常用電源は確保された状態であった。

※1 支持がいしについては、懸垂がいし化により耐震対策を実施済

※2 避雷器については、地震の揺れに強い構造のものに変更済(変更までの間は避雷器状態を監視しながら受電)

※3 倒壊した鉄塔は建替済、震災と同規模の設備被害および復旧(系統切り離し)を想定した非常災害訓練の実施

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 6 5

(意見番号 8 2)

新規制基準適合性審査申請

<(7)その他(モニタリング設備等)> (No.82関連)

平成28年9月8日
東北電力株式会社

枠囲いの内容は、商業機密または防護上の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2016, Tohoku Electric Power Co., Inc.

目 次

1. モニタリングの概要
2. モニタリング設備の概要
3. 周辺モニタリング設備
 - (1) 周辺モニタリング設備の規制要求事項
 - (2) モニタリング設備
 - (3) 放射能観測車
 - (4) 代替モニタリング設備
 - (5) その他モニタリング設備
4. 気象観測設備
 - (1) 気象観測設備の規制要求事項
 - (2) 気象観測設備
 - (3) 代替気象観測設備
5. 適合性審査状況

本内容は、現在審査中につき、今後変更する場合があります。

1. モニタリングの概要

- 通常運転時、事故時等に発電所敷地内（海域を含む）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を測定。

発電所敷地内（海域を含む）

- ・原子力事業者は、原子炉施設から放出された放射性物質の濃度や施設敷地境界の放射線量率等の放出源モニタリングを実施
- ・事故時は、原子力事業者防災業務計画に基づき、緊急時モニタリングセンターが設置されるオフサイトセンターへ、モニタリング結果を連絡

[参考:UPZ内外の緊急時モニタリング]

UPZ内（概ね～30km）

- ・国の統括のもと、地方公共団体および原子力事業者は、放射線量率および大気中の放射性物質の濃度等を測定

UPZ外（概ね30km～）

- ・国は、走行サーベイや航空機モニタリング等を必要に応じて実施
- ・原子力事業者は、測定に積極的に協力



2

2. モニタリング設備の概要（1/2）

- 重大事故時における原子炉施設およびその周辺（海域を含む）の放射性物質濃度、放射線量のモニタリング設備ならびに原子炉施設の風向、風速等の観測設備を配備。

<周辺モニタリング設備>

	名称	個数	目的
既設	①モニタリングポスト	6	・周辺監視区域境界付近の放射線量率を監視
	②放射能観測車	1	・周辺監視区域境界付近の放射線量、空气中放射性物質濃度を迅速に測定
設置 予定	③代替モニタリング設備		
	・可搬型代替モニタリング設備および可搬型モニタリング設備	11	・モニタリングポストが機能喪失した場合の代替測定装置 ・海側方向の監視強化および緊急時対策所の加圧判断用として使用
	・可搬型放射線計測装置 -可搬型ダスト・よう素サンプラ -β線サーベイメータ -γ線サーベイメータ	各3※	・放射能観測車のダスト・よう素サンプラまたは測定装置が機能喪失した場合の代替測定装置
	④その他モニタリング設備		
	・可搬型放射線計測装置 ・α線サーベイメータ ・電離箱サーベイメータ ・小型船舶	各3※ 2 3 2	・原子炉施設およびその周辺（海域を含む）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を測定

※:「③代替モニタリング設備」と「④その他モニタリング設備」の可搬型放射線計測装置は重複

3

2. モニタリング設備の概要(2/2)

<気象観測設備>

	名称	個数	目的
既設	①気象観測設備		・放射性気体廃棄物の放出管理, 発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価および一般気象データを収集
	・風向風速計	1	
	・日射計・放射収支計	1	
	・雨雪量計	1	
	・温度計	1	
設置 予定	②代替気象観測設備		・気象観測設備が機能喪失した場合の代替観測設備
	・風向風速計	2	
	・日射計・放射収支計	2	
	・雨雪量計	2	

4

3. (1) 周辺モニタリング設備の規制要求事項(1/2)

- 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」における監視測定設備に関する要求事項。

- ✓ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第三十一条（監視設備）

新規制基準の項目（概要）	追加要求事項
・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定し、並びに必要な情報を中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けること。	モニタリングポストは、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計とすること。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすること。

- ✓ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第三十四条（計測装置）

新規制基準の項目（概要）	追加要求事項
・周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度を計測する装置を設けること。直接計測が困難な場合は、間接的な測定も可能。 ・外部電源が喪失した場合にも計測できること。 ・計測装置は、計測結果を表示、記録、及び保存できること。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置を除き、断続的に試料分析を行う装置は、運転員等が測定結果を記録、保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。	恒設のモニタリング設備は、非常用電源設備に接続するか、無停電電源装置などにより電源復旧までの期間の電気供給を担保できる設計とすること。また、必要な情報を中央制御室又は適切な場所に表示できる設計とし、そのデータ伝送系は多様性を有する設計とすること。

5

3. (1) 周辺モニタリング設備の規制要求事項(2/2)

✓ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第六十条（監視測定設備）

新規制基準の項目(概要)	追加要求事項
・重大事故等が発生した場合に放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定し、並びに結果を記録することができる設備を設けること。	モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できること。 常設モニタリング設備(モニタリングポスト等)が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。

(注)「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第七十五条(監視測定設備)は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第六十条(監視測定設備)と同等の内容なため、記載を省略する。

3. (2) モニタリング設備(1/3)

《モニタリングポストの配置および計測範囲》

- 通常運転時、事故時等において、発電所敷地境界付近の放射線量を監視・記録するため、モニタリングポストを6台設置し放射線量率を測定している。

【配置図】



: モニタリングポスト

【計測範囲等】



検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	設置場所
NaI(Tl)シンチレーション	0~2×10 ⁴ nGy/h	計測範囲内で可変	各1	発電所敷地境界付近に6個所設置
イオンチェンバ	10 ⁴ ~10 ⁸ nGy/h	計測範囲内で可変	各1	

枠囲いの内容は、商業機密または防護上の観点から公開できません。

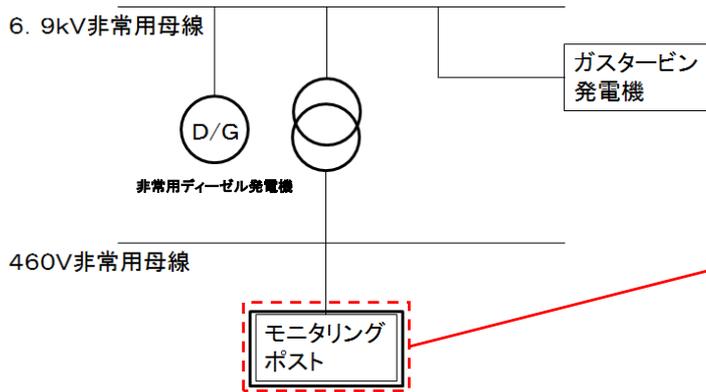
3. (2) モニタリング設備 (2/3)

《モニタリングポストの電源》

赤字: 新規制基準により強化する事項

- 非常用所内電源に接続するとともに、代替交流電源設備としてガスタービン発電機からも給電可能とし、外部電源喪失時でも電源復旧までの間、測定機能を維持可能とする。
- 各モニタリングポストに、専用の無停電電源装置を設置している。

【電源構成概略図】



【無停電電源装置の設備仕様】

発電方式	出力	バックアップ時間	個数
蓄電池	3.0kVA	約8時間	各1



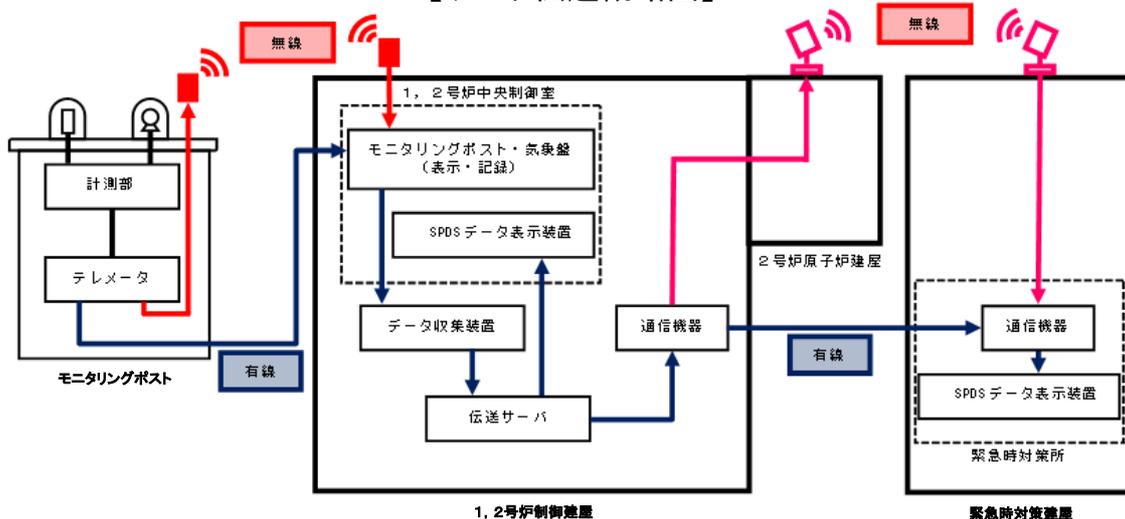
3. (2) モニタリング設備 (3/3)

《モニタリングポストのデータ伝送》

赤字: 新規制基準により強化する事項

- 測定データの伝送は、有線回線と無線回線によりデータ伝送方法を多様化する。
- 伝送したデータは中央制御室で監視・記録が可能とする。
- また、緊急時対策所でも安全パラメータ表示システム (SPDS) データ表示装置にて監視可能とする。

【データ伝送概略図】



3. (3)放射能観測車

- 事故時において、発電所敷地境界付近の放射線量および空气中放射性物質濃度を迅速に測定するため、測定装置等を搭載した放射能観測車1台を配備している。
- 放射能観測車は、東通原子力発電所より1台、原子力事業者間協力協定※に基づき、他の原子力事業者より11台の融通が可能である。

【放射能観測車】



※：9電力会社、日本原子力発電、電源開発、日本原燃が、原子力災害時の周辺地域の環境放射線モニタリングや、汚染検査、汚染除去を行うための協力要員の派遣・資機材の貸与など、万が一の事故の際の電力業界全体での対応を定めたもの。

【搭載している各計測器の計測範囲等】

名称	検出器の種類	計測範囲	個数
フィールドモニタ	NaI(Tl)シンチレーション	0~10 ⁴ nGy/h	1
放射性ダスト測定装置	GM管	0~999999 カウント	1
放射性よう素測定装置	NaI(Tl)シンチレーション	0~999999 カウント	1

(その他の主な搭載機器等)
 ・電離箱サーベイメータ(計測範囲:0.1μSv/h~1000mSv/h)
 ・ダスト・よう素サンプラ
 ・風向風速計
 ・無線連絡装置
 ・衛星電話(携帯)
 (個数)
 ・各1

3. (4)代替モニタリング設備(1/3)

《可搬型代替モニタリング設備および可搬型モニタリング設備》

赤字:新規制基準により強化する事項

- モニタリングポストが機能喪失した場合の**代替測定装置**として、**可搬型代替モニタリング設備を6台配備**する。
- また、事故時の発電所**海側方向の監視強化**および緊急時対策所の加圧判断用(放射性物質の流入防止)として**可搬型モニタリング設備を3台配備**する。

【可搬型代替モニタリング設備・可搬型モニタリング設備】

【計測範囲、設備の仕様等】

(計測範囲等)

検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
NaI(Tl)シンチレーションおよび半導体式	BG~1.0×10 ⁹ nGy/h	計測範囲内で可変	11 (内予備2)

BG:バックグラウンド、自然放射線から受ける放射線量

(設備の仕様)

項目	仕様
電源	バッテリーにより5日間以上連続で供給可能 (バッテリーを交換することにより継続して供給可能)
記録	測定データは電子メモリに1週間以上記録可能
伝送	衛星回線により、緊急時対策所にデータ伝送可能
概略寸法	検出器部:約350(W)×約490(H)×約250(D)mm 取付架台:約470(W)×約570(H)×約770(D)mm
重量	本体:約15kg 取付架台(バッテリー含む):約58kg

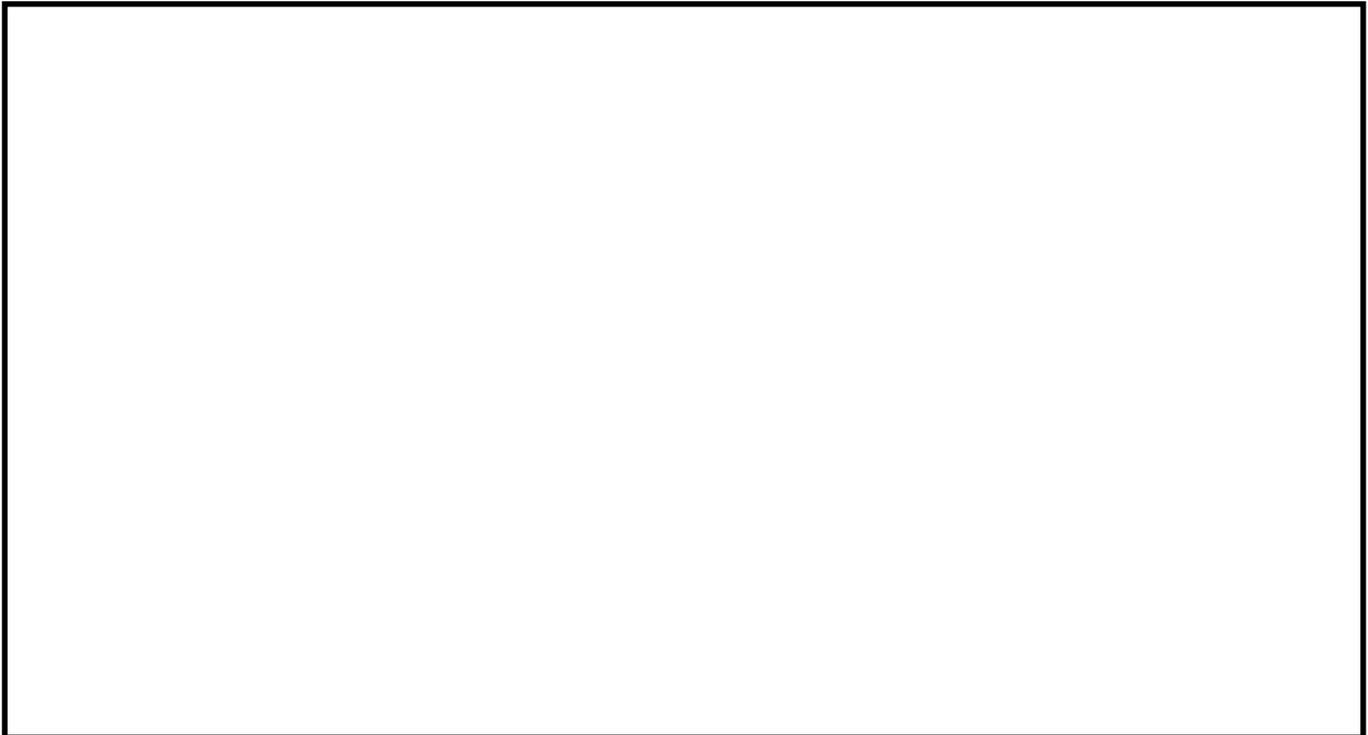
・NaI(Tl)シンチレーション検出器
 ・半導体式検出器



3. (4) 代替モニタリング設備 (2/3)

【配置図】

※：現場の状況により配置位置を変更する。



枠囲いの内容は、商業機密または防護上の観点から公開できません。 12

3. (4) 代替モニタリング設備 (3/3)

《可搬型放射線計測装置》

赤字：新規制基準により強化する事項

- 放射能観測車のダスト・よう素サンプラまたは測定装置が機能喪失した場合の**代替測定装置**として、**可搬型放射線計測装置を配備する。**

【可搬型放射線計測装置および計測範囲等】

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	記録方法	イメージ
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—	3※ (内予備1)	—	
β線サーベイメータ	GM管	0~100000 [カウント/分]	3※ (内予備1)	サンプリング記録	
γ線サーベイメータ	NaI(Tl)シンチレーション	0~30000 [カウント/秒]	3※ (内予備1)	サンプリング記録	

※：「その他モニタリング設備」の可搬型放射線計測装置と重複

3. (5) その他モニタリング設備

《その他モニタリング設備》

赤字:新規制基準により強化する事項

- 事故時における**発電所およびその周辺(海域を含む)**において、原子炉施設から放出される放射性物質濃度、放射線量を測定するため、**可搬型放射線計測装置等を配備する。**

【発電所およびその周辺(海域含む)モニタリングに使用する計測器および計測範囲等】

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	記録方法	イメージ
可搬型放射線計測装置	可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	3 ^{※1,2} (内予備1)	—	P13《可搬型放射線計測装置》参照
	β線サーベイメータ	GM管	3 ^{※1,2} (内予備1)	サンプリング記録	
	γ線サーベイメータ	NaI(Tl)シンチレーション	3 ^{※1,2} (内予備1)	サンプリング記録	
α線サーベイメータ	ZnS(Ag)シンチレーション	0~100000 [カウント/分]	2 ^{※3} (内予備1)	サンプリング記録	
電離箱サーベイメータ	電離箱	0.1 μSv/h~1000mSv/h	3 ^{※2} (内予備1)	サンプリング記録	
小型船舶	—	—	2 ^{※4} (内予備1)	—	

※1:「可搬型放射線計測装置」の可搬型放射線計測装置と重複
※2:陸上、海域モニタリング用として各1個および予備1個を配備

※3:陸上、海域モニタリング用として1個および予備1個を配備
※4:海域モニタリング用として1艘および予備1艘を配備

14

4. (1) 気象観測設備の規制要求事項

- 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」における監視測定設備に関する要求事項。

- ✓ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第三十四条（計測装置）

新規制基準の項目(概要)

- ・敷地内における風向及び風速を計測する装置を設けること。直接計測が困難な場合は、間接的な測定も可能。
- ・計測装置は、計測結果を表示、記録、及び保存できること。

- ✓ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第六十条（監視測定設備）

新規制基準の項目(概要)

- ・重大事故等が発生した場合に風向、風速その他の気象条件を測定、及び結果を記録することができる設備を設けること。

(注)「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第七十五条(監視測定設備)は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第六十条(監視測定設備)と同等の内容なため、記載を省略する。

15

4. (2) 気象観測設備

《気象観測設備》

- 通常運転時、事故時等において、放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価および気象データを収集するために、発電所に設置した気象観測設備で風向、風速、日射量、放射収支量、降水量、温度、湿度を測定・記録している。

【気象観測設備】



※: 将来的にドップラーソーダに切替え予定

【測定項目等】

項目	仕様
測定項目	風向、風速、日射量、放射収支量、降水量、温度、湿度(各1)
電源	無停電電源装置により10時間以上連続稼働が可能
記録	<ul style="list-style-type: none"> ・有線で全測定項目を現場監視盤に、風向および風速を中央制御室へ伝送し記録。 ・また、緊急時対策所のSPDSデータ表示装置にて、風向、風速および大気安定度を監視可能。

[参考:ドップラーソーダ]



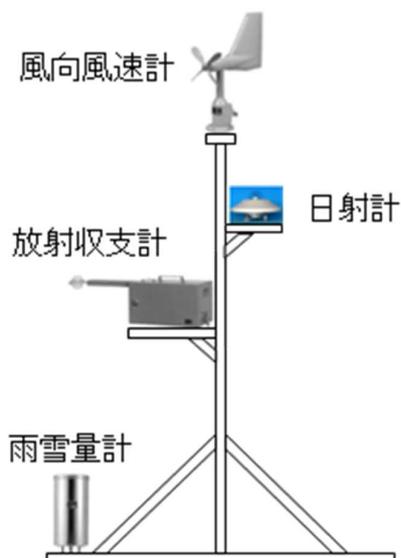
4. (3) 代替気象観測設備

《代替気象観測設備》

赤字: 新規制基準により強化する事項

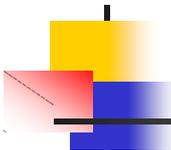
- 気象観測設備が機能喪失した場合に、発電所において風向、風速、日射量、放射収支量、降水量を測定・記録することができる代替気象観測設備を配備する。

【代替気象観測設備】



【測定項目等】

項目	仕様
測定項目	風向、風速、日射量、放射収支量、降水量(各1(予備1))
電源	バッテリーにより24時間以上連続稼働が可能
記録	・測定データは電子メモリに1年以上記録が可能。



5. 適合性審査状況

- 監視測定設備について、当社はこれまでに1回、審査会合において説明している。審査会合での質問・指摘事項は、今後の審査会合の中で回答を行う。

質問・指摘事項
モニタリングポストのバックグラウンド低減対策(ポリ袋等による養生)に関して、作業員の被ばくおよび重大事故等が発生している状況等を想定した上で、バランスの取れた対策を検討すること。
重大事故等発生時のモニタリングポストの配置に関し、放射性物質の放出角度の網羅性を整理し必要に応じて配置位置を見直すこと。
モニタリングポストの間隙をプルームが通過した場合または、高所からプルームが放出した場合における当該事象の検知性を示すこと。

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 6 6

(意見番号 5 6)

【関連質問への回答含む】
新規制基準適合性審査申請
重大事故等対処施設
＜(8)重大事故対策＞

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突
その他のテロリズムへの対応について
(No.56, 74関連)

令和元年10月23日
東北電力株式会社

* 当日の配布資料に対する委員
コメントを踏まえて一部修正

All rights reserved. Copyrights © 2019, Tohoku Electric Power Co., Inc.

目次

1

1. はじめに
2. 手順書の整備
3. 体制の整備
4. 設備及び資機材の配備
5. 適合性審査の状況
6. おわりに

* 大規模損壊の具体的対応内容を開示することは、テロの誘発・誘導を招くことに繋がる虞があることから、非公開の場にて審査されている。このため、安全性検討会においても公開可能な範囲でのご説明をさせていただきます。

1. はじめに(1/2)～大規模損壊対応の概要～

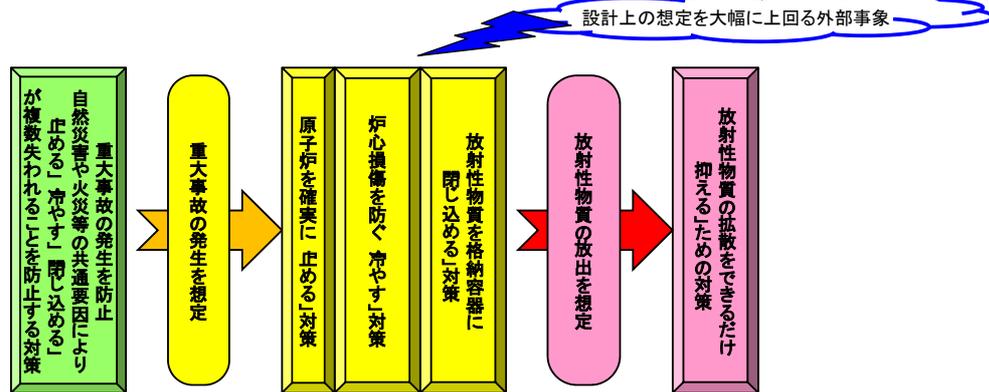
論点No.56関連

大規模損壊とは

「大規模な自然災害※¹又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊」※²をいう。

大規模損壊に対処するために

- 設計上の想定を大幅に上回る外部事象によって、発電用原子炉施設に大規模な損壊が発生し発電所外へ放射性物質が放出されるような事態も考慮して、放射性物質の拡散をできるだけ「抑える」ことを最優先に考え対処することができるよう手順等を整備



参考：原子力規制庁「東海第二発電所に関する審査の概要」(2019年1月)

※¹ 「大規模な自然災害」とは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」で想定する自然現象を大幅に超えるような大規模な自然災害をいう。

※² 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」より抜粋

<参考>原子力発電所における核物質防護対策やサイバーテロ対策等のテロ対策については、第14回安全性検討会において説明済

1. はじめに(2/2)～大規模損壊対応の概要～

大規模損壊対応の整備内容

- 大規模損壊が発生した際、放射性物質放出の防止及び抑制を最優先に、
- 対応要員、可搬型設備、常設設備を含めた残存する資源等を最大限に活用するとともに、その時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、
- 様々な事態において柔軟に対応できる「手順書」を整備
- この手順に従って活動を行うための「体制」及び「設備・資機材」を整備

手順書の整備

P.4～8

設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、以下の5つの活動を行うための手順を網羅する。

- (1) 大規模な火災が発生した場合における消火活動(故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備)
- (2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策
- (3) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策
- (4) 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策
- (5) 放射性物質の放出を低減するための対策

体制の整備

P.9～11

要員の被災等が生じた場合においても、流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等を超えるような状況を想定した教育及び訓練を実施し、体制の整備を図る。

設備及び資機材の配備

P.12～13

大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

大規模損壊対応の概要(P.3)より引用

手順書の整備	<p>設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、以下の5つの活動を行うための手順を網羅する。</p> <p>(1)大規模な火災が発生した場合における消火活動(故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備)</p> <p>(2)炉心の著しい損傷を緩和するための対策</p> <p>(3)原子炉格納容器の破損を緩和するための対策</p> <p>(4)使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策</p> <p>(5)放射性物質の放出を低減するための対策</p>
体制の整備	<p>要員の被災等が生じた場合においても、流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。</p> <p>重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等を超えるような状況を想定した教育及び訓練を実施し、体制の整備を図る。</p>
設備及び資機材の配備	<p>大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。</p>

2. 手順の整備(1/4)～手順の整備における考慮事項～

論点No.74関連

大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象にも対応できる手順書

大規模な自然災害

- 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認
 - 確率論的リスク評価の結果に基づき、設計基準を大幅に超過する地震及び津波により発生する以下の事故シナリオについても対応できる手順書として整備
 - ・地震:基準地震動(最大値1,000ガル)を大幅に超えるような地震により発生する事象(例えば、原子炉建屋損傷や原子炉格納容器損傷)
 - ・津波:基準津波(O.P.*+23.1m)を超え、防潮堤(O.P.+29m)を越えるような津波により発生する事象(外部電源や非常用炉心冷却系等複数の設備が機能喪失)
- ※ O.P.(女川原子力発電所工事用基準面)=T.P.(東京湾平均海面)-0.74m(以降同様)

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

- 様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備

しかし、

* <参考2>ケーススタディの選定について参照

外部事象の規模等により発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定であり、あらかじめシナリオを設定した手順書では対応は困難

- そのため、特定の事象の発生や検知がなくても、観測されるプラントの徴候により対処が可能な手順書を整備

2. 手順の整備(2/4)～手順の整備における考慮事項～

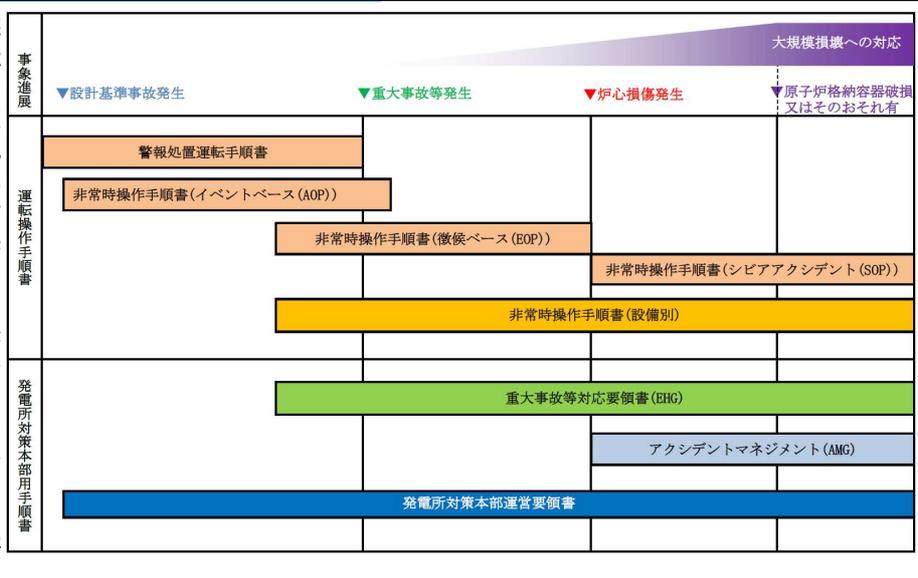
重大事故等対処に必要な手順書との連続性

重大事故等時から事象進展に伴い大規模損壊に至る場合も想定され、迅速な対応を求められる大規模損壊対応を行うために、重大事故等に対処する手順書との連続性を考慮する。

整備する手順書

- 観測されるプラントの徴候により対処が可能な運転操作手順書と発電所対策本部用手順書により、重大事故等発生時から大規模損壊発生時までシームレスに5つの活動※1が行えるよう、重大事故等対処設備等使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手順を整備
- 右記のとおり、プラントの状態に対応した手順書を整備

※1 P.3大規模損壊対応の整備内容のうち「手順書の整備」参照



* 各手順書の概要は、＜参考3＞参照

2. 手順の整備(3/4)～手順の整備における考慮事項～

柔軟な対応を可能とするため工夫した事項

a. 発電所対策本部の指揮を支援するツールの整備

- 発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」を整備
- 対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うため各手順書間の相互関係をまとめ全体像を把握する「対応フロー」を整備(その概略フローをP.8に示す)

(1) 中央制御室の状況			
番号	項目	状態	備考
1	中央制御室との連絡	可能 / 不可	
2	中央制御室配置可能	可能 / 不可	
3	プラントパラメータ監視	可能 / 不可	

(2) 使用設備の状況			
番号	項目	状態	備考
1	使用設備の状況	正常 / 異常 / 不明	
2	電源供給設備の状況	正常 / 異常 / 不明	

プラント状態確認チェックシート(抜粋)

b. 中央制御室における監視, 制御機能が喪失した場合でも対応できるよう考慮

- 現場にてプラントパラメータを監視するための手順
- 可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順
- 建物や設備の状況を目視にて確認するための手順
- 現場にて直接機器を作動させるための手順を整備

c. 大規模損壊に特化した手順※1を整備

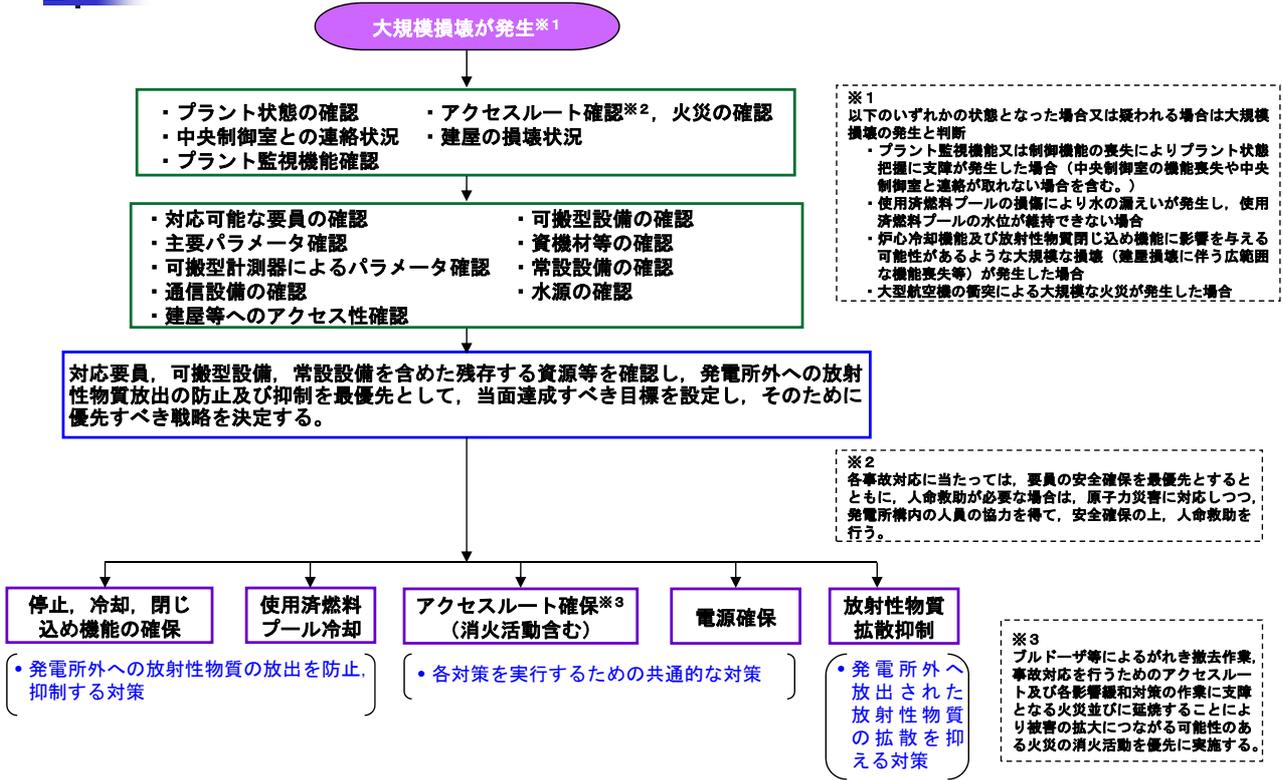
- 注水用ヘッダを活用した放水手順
- 注水用ヘッダを介さずに大容量送水ポンプのホースを建屋の接続口に直接接続し使用する手順
- 淡水タンクを水源とした放水砲による消火手順

※1 大規模損壊の発生を判断した以降、緩和措置を更に柔軟に行うために整備した手順

d. 対応手順の整備にあたって考慮すべき事項等については、米国におけるNEIガイド※2も参考とした。

※2 航空機テロへの対応ガイド(NEI-06-12)及び大規模自然災害への対応ガイド(NEI-12-06)

2. 手順の整備(4/4)～大規模損壊発生時の対応の流れ～



* 戦略決定の考え方は、＜参考4＞参照

3. 体制の整備

大規模損壊対応の概要(P.3)より引用

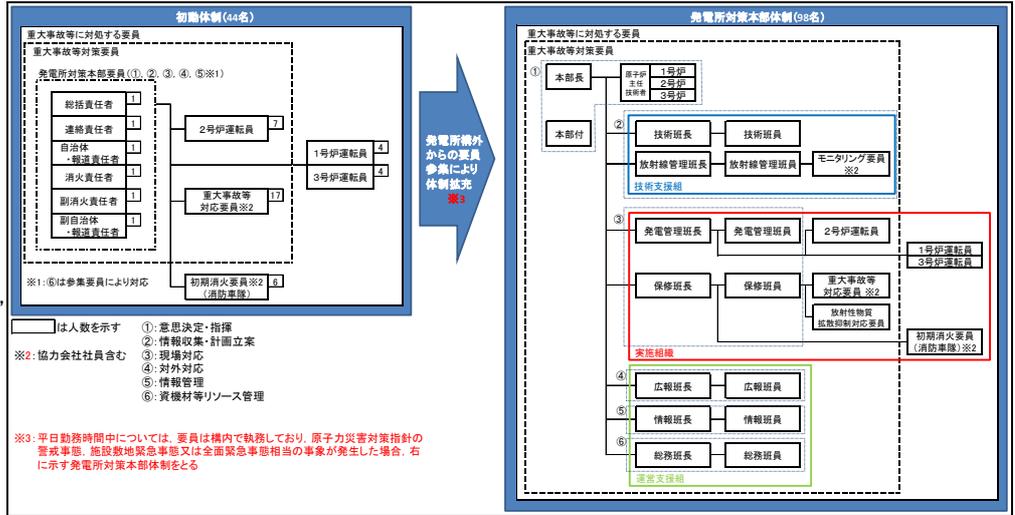
手順書の整備	<p>設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、以下の5つの活動を行うための手順を網羅する。</p> <p>(1) 大規模な火災が発生した場合における消火活動(故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備)</p> <p>(2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策</p> <p>(3) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策</p> <p>(4) 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策</p> <p>(5) 放射性物質の放出を低減するための対策</p>
体制の整備	<p>要員の被災等が生じた場合においても、流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。</p> <p>重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等を超えるような状況を想定した教育及び訓練を実施し、体制の整備を図る。</p>
設備及び資機材の配備	<p>大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。</p>

3. 体制の整備(1/2)～大規模損壊への対応体制～

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

体制整備の考え方

- 大規模損壊への対応体制は、通常業務の組織体制における実務経験を活かすことができる、重大事故等対策に係る体制を基本として整備
- 夜間・休日においても、発電所構内に常駐する要員を確保し、構外から要員が参集するまでの間事故対応できる初動体制を整備
- その常駐する要員は、構内に分散して待機
- そのうえで、万一要員の被災等が生じた場合でも、流動性をもって柔軟に対応できる体制を整備
 - 中央制御室(運転員を含む。)が機能しない場合もあらかじめ想定し、重大事故等対策要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。
 - 大規模な自然災害が発生した場合には、要員の参集に時間を要する可能性があるが、その場合でも、発電所構内に常駐する要員により、対応を行えるよう体制を整備
- また、大規模損壊発生時の対応拠点となる緊急時対策所や中央制御室が使用できないような場合は、発電所構内の施設の損傷状況等を勘案し、適切な拠点を選定
- なお、大規模損壊発生時の支援体制は、重大事故等発生時の支援体制で対応



* <参考5> 支援体制について

3. 体制の整備(2/2)～教育・訓練～

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

大規模損壊対応の体制を整備・充実させるための教育訓練

- 要員(協力会社社員を含む。)に対し過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、大規模損壊発生時における対応を付加して実施し、体制の整備を図る。
 - 原子力防災管理者(発電所長)及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別的教育及び訓練を実施
 - 発電所長は、現場の最高責任者としての力量を維持・向上するために、外部機関による教育を実施
 - 要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得により、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育訓練を計画的に実施
 - 大規模損壊発生時に対応する組織の実効性等を確認するため、定期的な総合訓練を継続的に実施
 - 総合訓練に当たっては、事象進展に応じて訓練者が対応手段を判断していくシナリオ非提示型の訓練(ブラインド訓練)も実施し対応能力を強化



総合訓練風景(発電所対策本部)



個別訓練



シミュレータ訓練

大規模損壊対応の概要(P.3)より引用

<p>手順書の整備</p>	<p>設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、以下の5つの活動を行うための手順を網羅する。</p> <p>(1) 大規模な火災が発生した場合における消火活動(故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備)</p> <p>(2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策</p> <p>(3) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策</p> <p>(4) 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策</p> <p>(5) 放射性物質の放出を低減するための対策</p>
<p>体制の整備</p>	<p>要員の被災等が生じた場合においても、流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。</p> <p>重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等を超えるような状況を想定した教育及び訓練を実施し、体制の整備を図る。</p>
<p>設備及び資機材の配備</p>	<p>大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。</p>

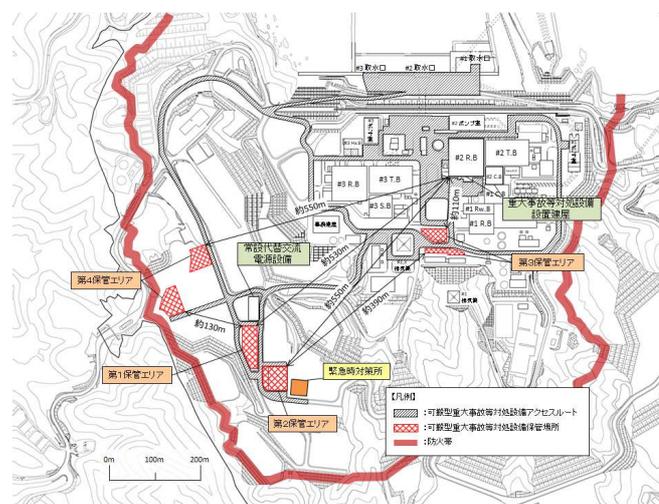
4. 設備及び資機材の配備～基本的考え方～

設備配備の基本的考え方

- 可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管
- 可搬型重大事故等対処設備は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮し、原子炉建屋及び制御建屋から100m以上離隔を確保し、分散して配備

資機材配備の基本的な考え方

- 重大事故等対策で配備する防護具や通信連絡設備等の資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備
- そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及び制御建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備



保管場所からの離隔距離

- ▶ 大規模損壊について、当社はこれまで公開の審査会合を1回、非公開の審査会合を4回実施している。
- ▶ 公開の審査会合において以下の指摘があり、非公開の審査会合において回答した。

主な質問・指摘事項	回 答
大規模損壊対応時の要員、アクセスルート、資機材等の確認について、直ちに大規模損壊が発生した場合も含めて、どの様に確認し判断を行うのか、運用について整理して提示すること。	直ちに大規模損壊が発生した場合も迅速に対応できることが明確になるよう、「対応フロー」を整理した。
<p>大規模損壊発生時における大容量送水ポンプ(タイプII)を使用した手順の妥当性について、基準適合性の観点も含め、整理して提示すること。</p> <p><参考> 本指摘は、大規模損壊に特化した手順に対する指摘</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水用ヘッダを活用した放水砲の設置手順 ・大容量送水ポンプ(タイプII)による原子炉注水やドライウエル代替スプレイ手順等 	<p>大規模損壊発生時における大容量送水ポンプ(タイプII)を使用した手順の妥当性等を整理し、大規模損壊に特化した手順を次のとおり見直した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水用ヘッダを活用した放水手順 ・注水用ヘッダを介さずに大容量送水ポンプ(タイプI)のホースを建屋の接続口に直接接続し使用する手順 ・淡水タンクを水源とした放水砲による消火手順

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊への対応として整備する「手順書」、「体制」及び「設備・資機材」について、審査会合において説明しております。

本整備した内容は、現状に留まることなく、今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れ、たゆみなく継続的な改善を図り、更なる安全性の向上を進めてまいります。

<参考1>規制要求事項(1/2)

■大規模損壊発生時における手順・体制・資機材の整備は、次の審査基準において要求されている。

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」

└「2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における要求事項」

└「2. 1 可搬型設備等による対応」

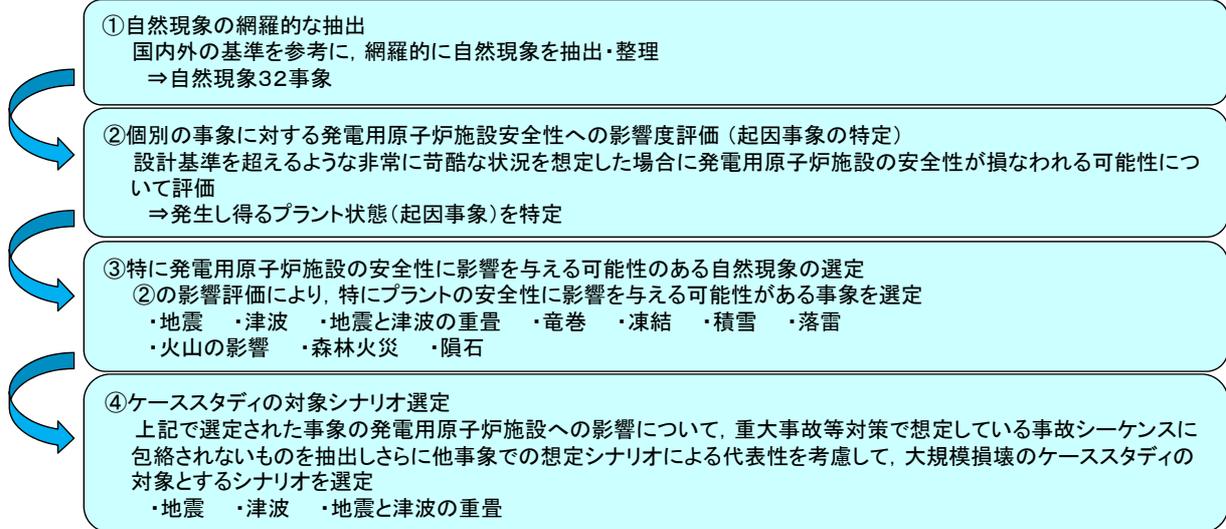
要求事項	要求事項の解釈
<p>発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊(以下「大規模損壊」という。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。</p> <p>二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</p> <p>三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。</p> <p>四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</p> <p>五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。</p>	<p>1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。</p> <p>2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。</p>

<参考1>規制要求事項(2/2)

要求事項	要求事項の解釈
	<p>3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の手順の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。</p> <p>1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</p> <p>1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p>1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</p> <p>1. 14 電源の確保に関する手順等</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。</p>

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

■ 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を以下のプロセスで網羅的に抽出・選定



以上の抽出プロセスにより、大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象においては、「地震」、「津波」及び「地震と津波の重畳」をケーススタディとして選定し、整備した手順の有効性を確認

■ 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

- テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定し、整備した手順の有効性を確認

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

■ 運転操作手順書

手順書名	内容
警報処置運転手順書	中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書で、運転員が使用
非常時操作手順書 (イベントベース(AOP))	単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書で、運転員が使用 設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの操作内容をあらかじめ手順書化しており、当該手順で対応できると判断した場合に使用し、過渡状態が収束するまでの間適用
非常時操作手順書 (徴候ベース(EOP))	事故の起因事象を問わず、AOPでは対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書で、運転員が使用 AOPが設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの対応操作を示した手順書であることに対して、非常時操作手順書(徴候ベース)は観測されるプラントの徴候(パラメータの変化)に応じた対応操作を示した手順書であり、設計基準事故に加え設計基準を超えるような設備の多重故障等にも適用
非常時操作手順書 (シビアアクシデント(SOP))	EOPで対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書で、運転員が使用 非常時操作手順書(シビアアクシデント)も観測されるプラントの徴候(パラメータの変化)に応じた対応操作を示した手順書であり、炉心が損傷し、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象に適用
非常時操作手順書(設備別)	自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合の事故対応操作内容を定めた手順書で、運転員が使用

■ 発電所対策本部用手順書

手順書名	内容
発電所対策本部運営要領書	重大事故、大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合に、緊急事態に関する発電所対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領書で発電所対策本部が使用
アクシデントマネジメント(AMG)	炉心損傷後に想定されるプラント状態の判断や事故の進展防止及び影響緩和のために実施すべき操作の技術的根拠となる情報を定めたガイドで、運転員に対する支援活動の参考として、技術支援組織が使用
重大事故等対応要領書(EHG)	自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に、運転員の事故対応に必要な支援を行うための可搬型設備等による事故対応操作内容を定めた要領書で、重大事故等対策要員及び初期消火要員(消防車隊)が使用 事故の状況や現場要員の確保状況等に応じて適切な手順書を選択可能とするため、EHGの各手順を実施するための所要時間、所要人数等、手順実施時に必要な情報を記載

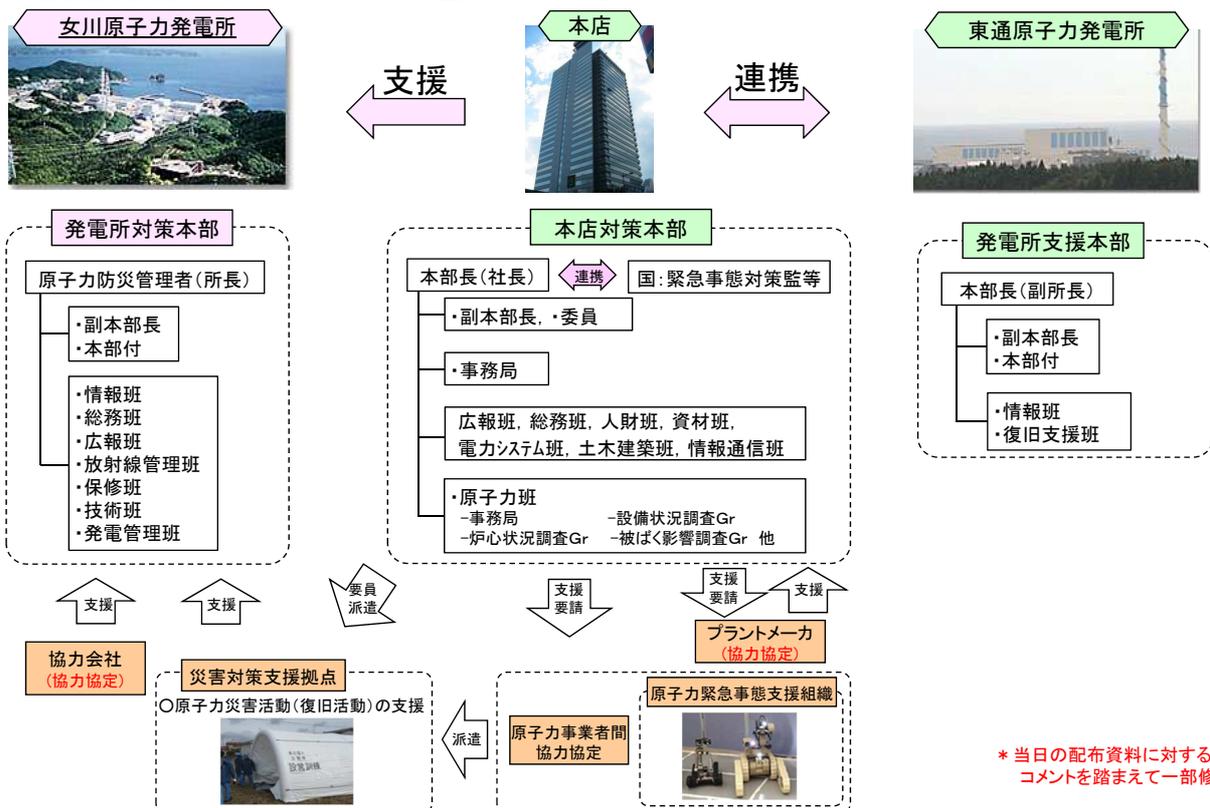
<参考4> 目標設定と個別戦略

■大規模損壊の対応に当たって、発電所対策本部は、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、対応要員数、可搬型設備、常設設備を含めた残存する資源等を確認(プラント状態確認チェックシート活用)し、最大限の努力によって得られる結果を想定して、当面達成すべき目標を設定し、優先すべき戦略を決定する考え方は以下のとおり。

当面達成すべき目標 ⇒発電所対策本部は、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、対応要員数、可搬設備、常設設備を含めた残存する資源等を確認し、最大限の努力によって得られる結果を想定して、当面達成すべき目標を設定	個別戦略を選択するための判断フロー ⇒当面達成すべき目標を設定後、そのために優先すべき戦略を決定
第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる 【設定目標: 炉心損傷回避のための原子炉压力容器への注水】	・発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施
炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する 【設定目標: 原子炉格納容器の破損回避】	・基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉压力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施 ・原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施
使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する 【設定目標: 使用済燃料プール水位確保】	・使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施
これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷、かつ、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う 【設定目標: 放射性物質拡散抑制】	・炉心損傷が発生するとともに、原子炉压力容器への注水が行えない場合、使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施

<参考5> 支援体制について

■大規模損壊発生時の支援体制は、重大事故等発生時の支援体制と同様の体制で実施



* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 6 7

(意見番号 6 7)

新規制基準適合性審査申請
重大事故等対処施設
＜(8)重大事故対策＞
- 重大事故等対処設備
(No.67,76,77,78関連)

令和元年8月2日
東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2019, Tohoku Electric Power Co., Inc.

目次

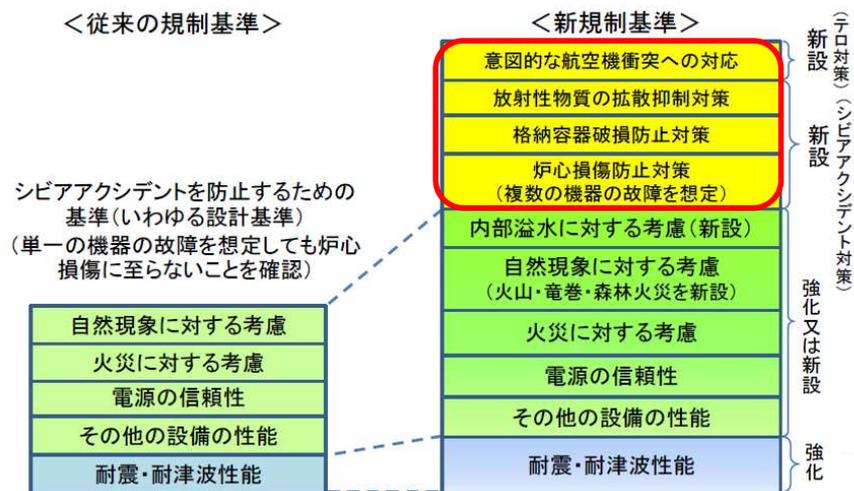
1

1. はじめに(重大事故等対処設備の全体概要)
2. 主な重大事故等対処設備
3. 適合性審査の状況
4. これまでのご意見に対する回答
5. 参考

1. はじめに

1. はじめに(重大事故等対処設備の全体概要 1/3)

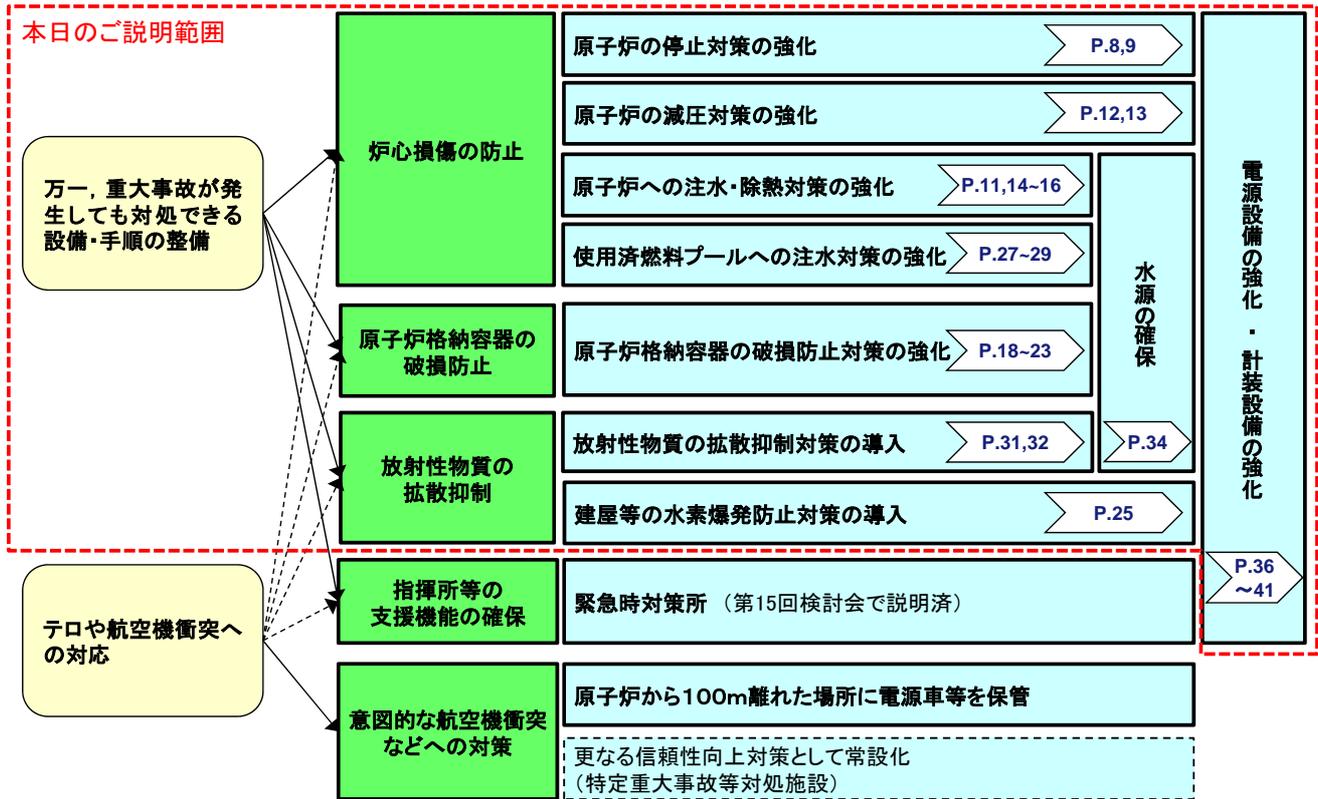
- 従来, 重大事故対策は, 事業者の自主対策として位置付けられていた
- 福島第一原子力発電所事故の教訓, 海外の最新知見等を踏まえた新規制基準においては, 重大事故が発生した場合に備え, 重大事故の進展を防止するための対策が義務付けられた



※「原子力規制委員会:実用発電用原子炉に係る新規制基準について(概要)」より引用

1. はじめに(重大事故等対処設備の全体概要 2/3)

■万一、重大事故が発生した場合に備え、重大事故の進展を防止するための対策を整備



1. はじめに(重大事故等対処設備の全体概要 3/3)

■炉心損傷の防止

- 万一、共通要因による安全機能の喪失などが発生したとしても炉心損傷に至らせないための対策
 - (例1) 電源喪失時にも、代替電源により主蒸気逃がし安全弁を開し、代替注水設備による注水が可能となるまで原子炉を減圧
 - (例2) 原子炉を減圧後、代替注水設備により原子炉へ注水

■原子炉格納容器の破損防止

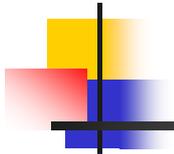
- 炉心損傷が起きたとしても原子炉格納容器を破損させないための対策
 - (例1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持しながら圧力及び温度を低下させることが可能な代替循環冷却系を設置
 - (例2) 原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下を図り、放射性物質を低減しつつ排気する原子炉格納容器圧力逃がし装置を設置
 - (例3) 溶融炉心により原子炉格納容器が破損することを防止するため、溶融炉心を冷却する原子炉格納容器下部注水設備を設置

■放射性物質の拡散抑制

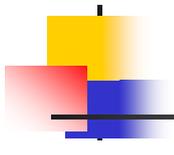
- 原子炉格納容器が破損したとしても敷地外への放射性物質の拡散を抑制するための対策(放水設備、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備の配備)

■意図的な航空機衝突などへの対策

- 可搬型設備を中心とした対策(可搬型設備・接続口の分散配置)

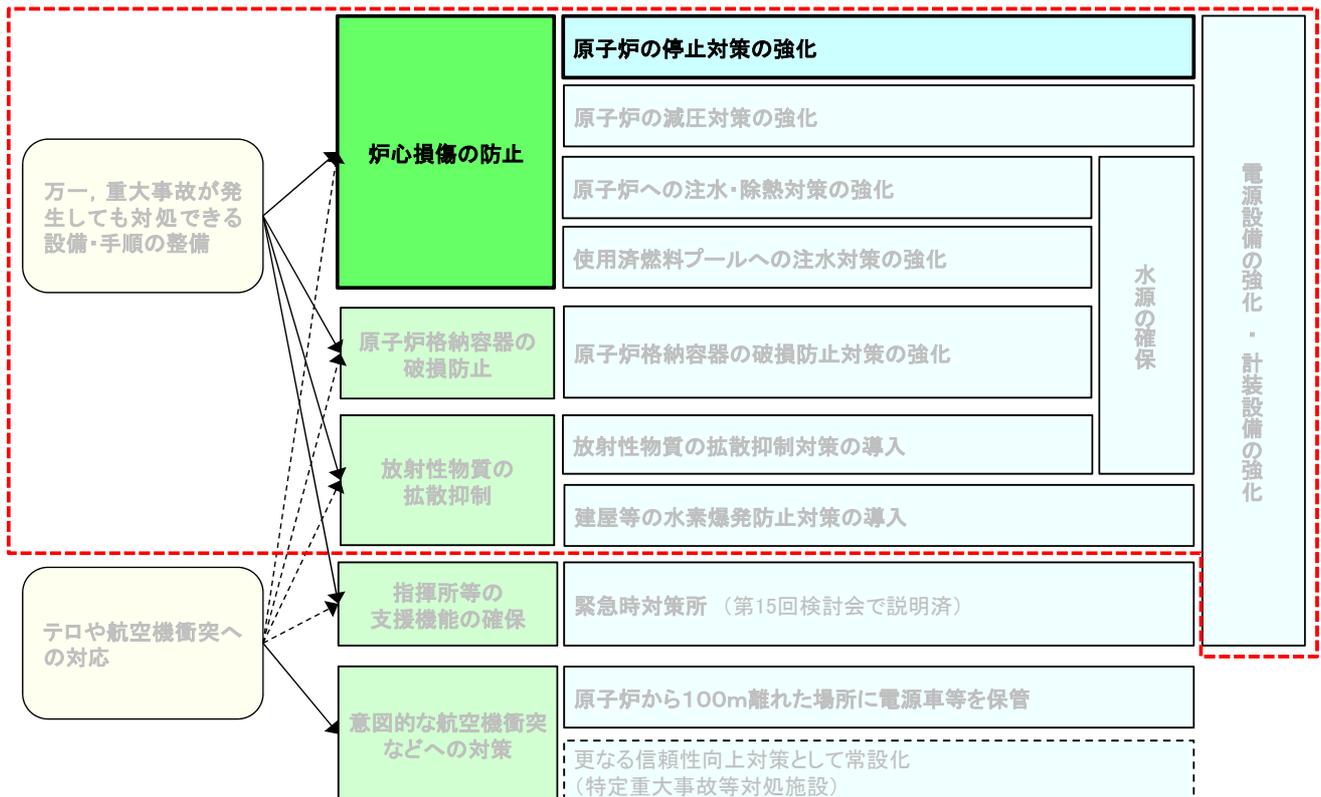


2. 主な重大事故等対処設備

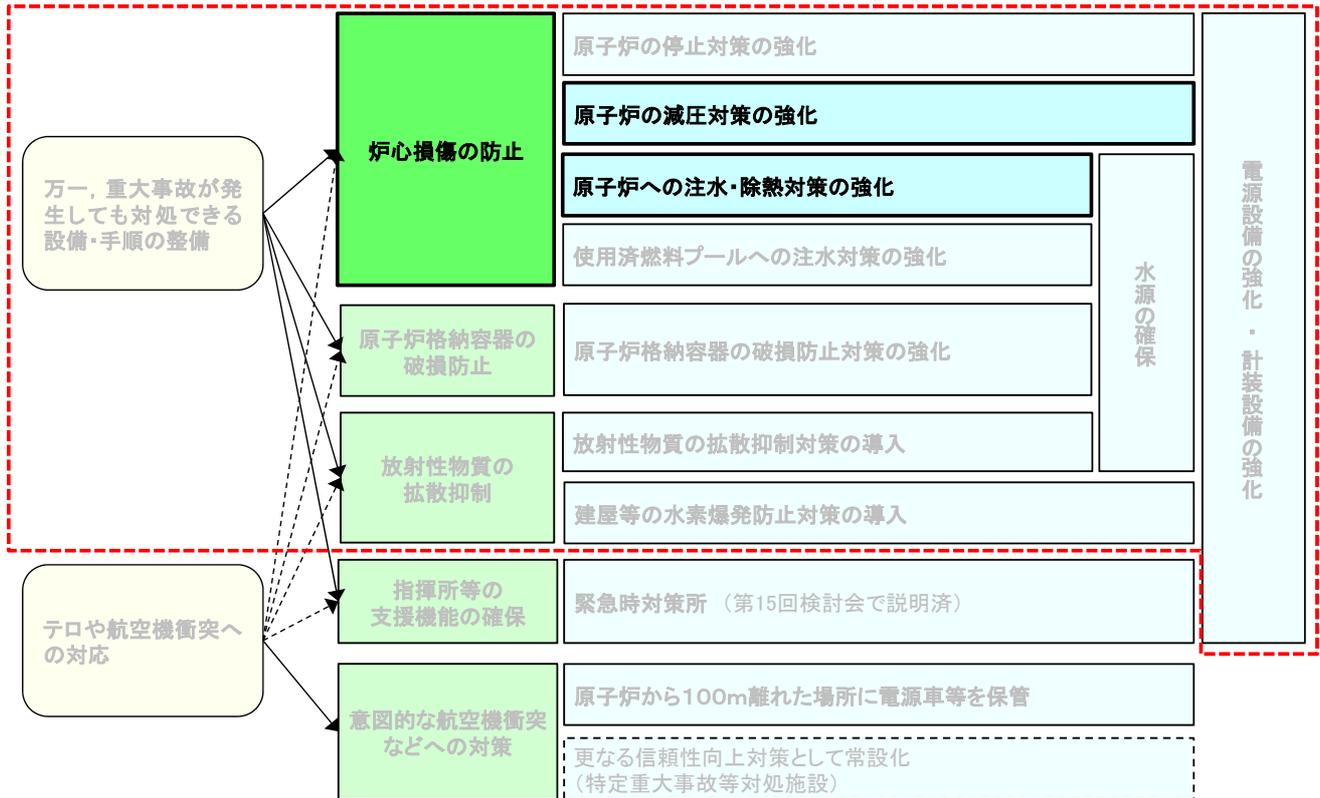


2. 主な重大事故等対処設備

全体概要(p.4)再掲



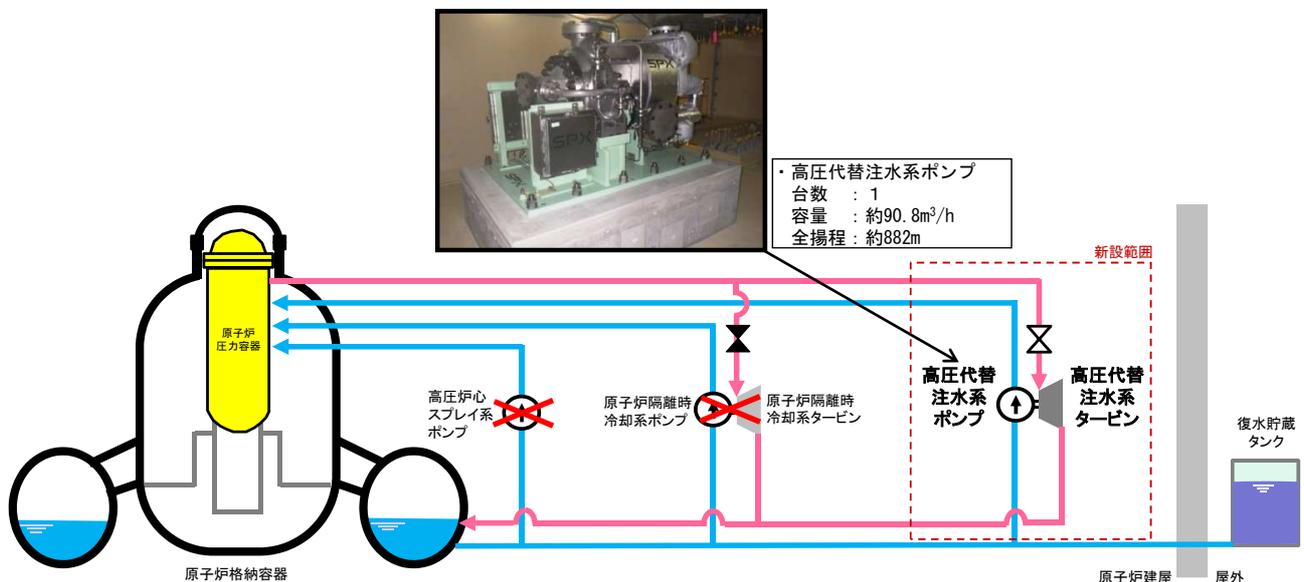
全体概要(p.4)再掲



2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備

■原子炉高圧時において、既設の高圧注水設備(高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系)が機能喪失した場合でも、原子炉を冷却するため、**高圧代替注水系を設置【新設】**

- 高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動の高圧代替注水系ポンプ等で構成し、復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水
- 新たに設置する代替直流電源設備からの給電を可能とすることで、既設の電源設備が機能喪失した場合でも運転可能
- 仮に全ての電源設備が機能喪失した場合でも、人力により弁を操作することで、起動及び運転継続が可能



2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備(1/2)

■原子炉高圧時において、既設の原子炉の減圧機能が喪失した場合でも、原子炉を減圧するため、以下の対策を実施

➢ 代替自動減圧機能の整備

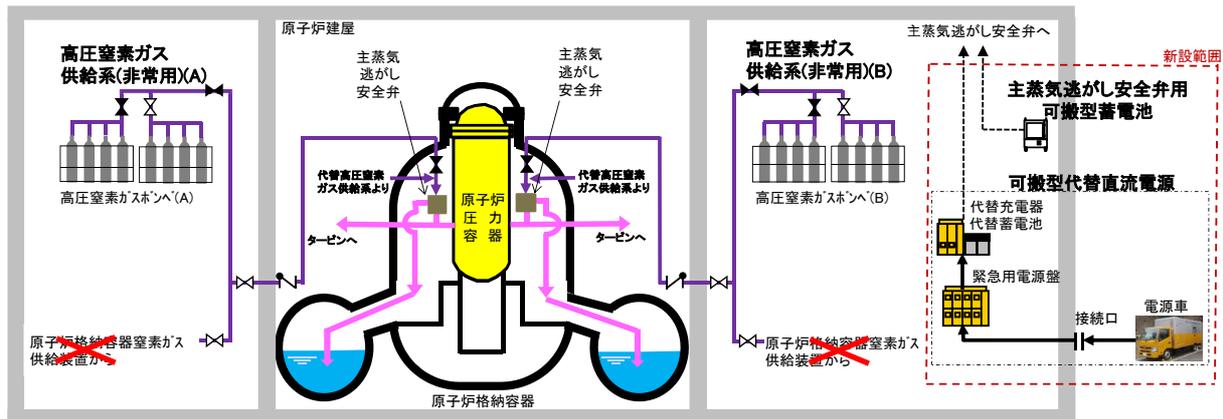
- 既設の自動減圧系の回路と独立した代替自動減圧回路により、主蒸気逃がし安全弁を作動させ原子炉を減圧

➢ 代替直流電源設備からの給電【新設】

- 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な電源設備が機能喪失した場合でも、新たに設置する代替直流電源設備からの給電が可能。さらに、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を新たに配備

➢ 高圧窒素ガス供給系(非常用)の使用

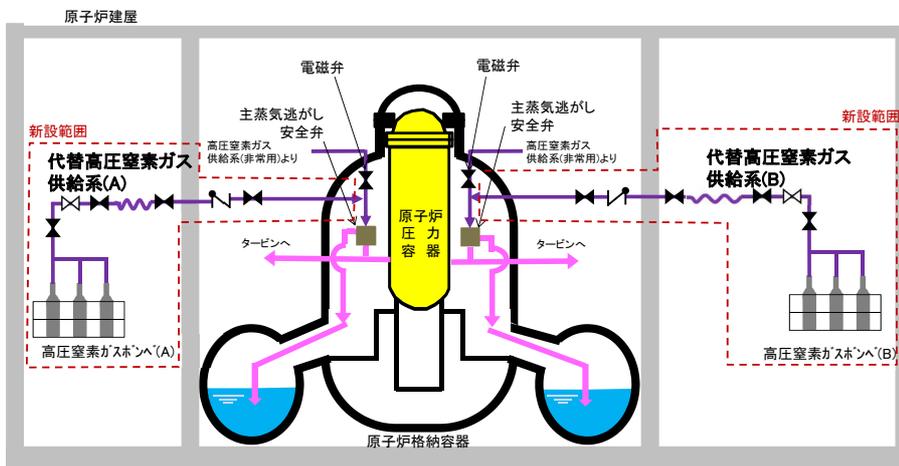
- 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な原子炉格納容器窒素ガス供給装置が機能喪失した場合でも、高圧窒素ガスポンペを供給源として、主蒸気逃がし安全弁の作動が可能



2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備(2/2)

➢ 代替高圧窒素ガス供給系の設置【新設】

- 高圧窒素ガスポンペを供給源として、原子炉格納容器内の圧力が仮に最高使用圧力の2倍の状態(854kPa[gage])に達した場合においても、主蒸気逃がし安全弁の操作が可能
- 主蒸気逃がし安全弁は、電磁弁動作によりアクチュエータへの窒素の流路を構成し窒素を供給することで開操作するが、代替高圧窒素ガス供給系は、電磁弁動作を必要とせず、直接、主蒸気逃がし安全弁のアクチュエータに窒素を供給することで開操作することが可能



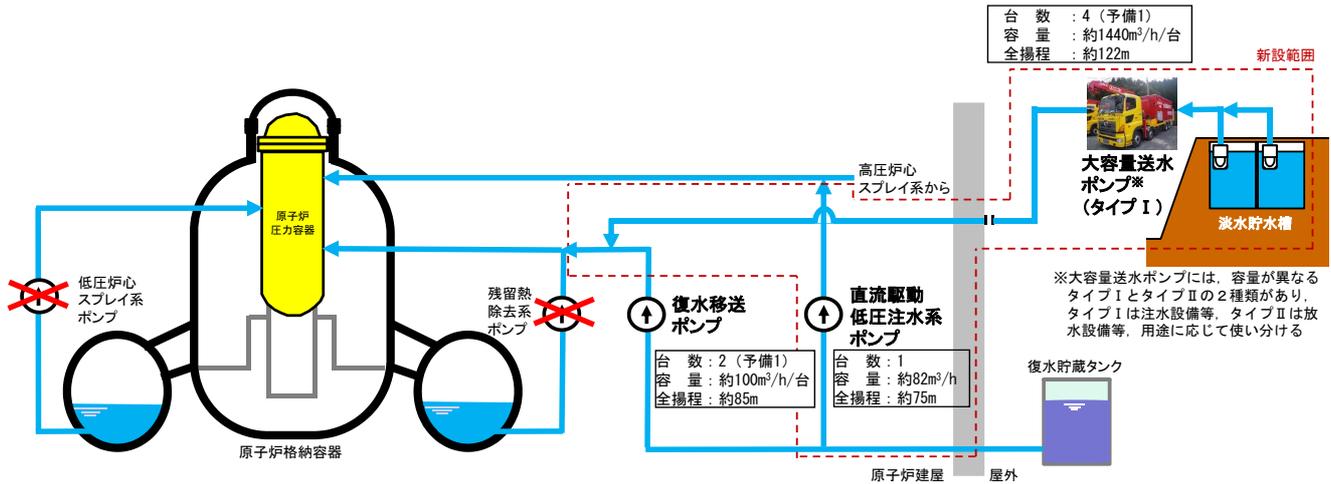
主蒸気逃がし安全弁への窒素供給イメージ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備(1/2)

■原子炉低圧時において、既設の低圧注水設備(残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系)が機能喪失した場合でも、原子炉を冷却するため、以下の対策を実施

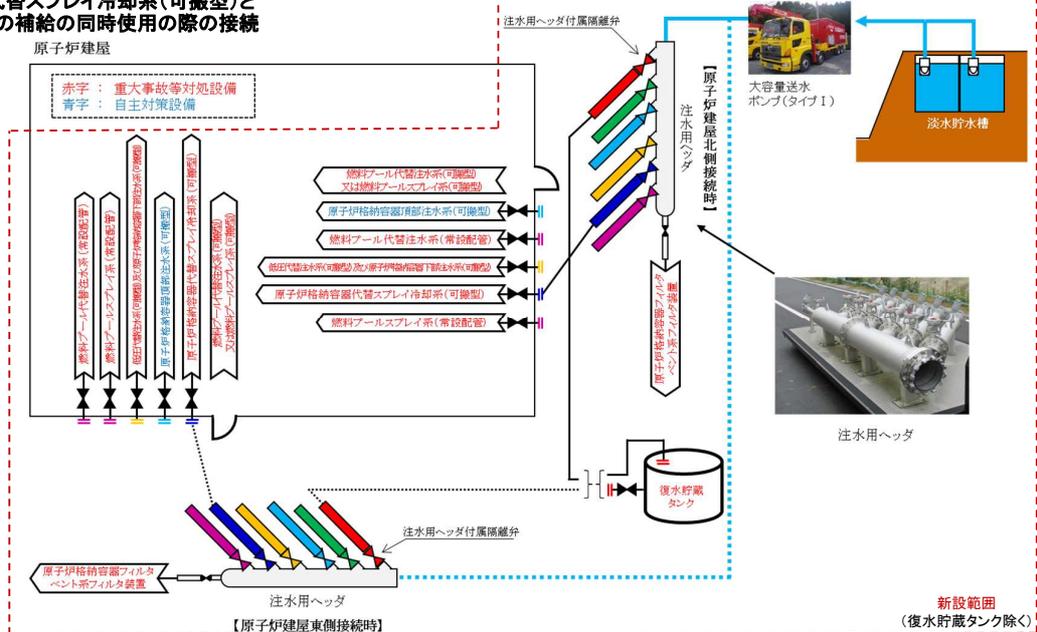
- ▶ 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の整備 【一部新設】
 - 代替電源を含む交流電源が使用可能な場合に、復水移送ポンプを用いて、復水貯蔵タンクの水を原子炉へ注水
- ▶ 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)の設置 【女川独自対策】【新設】
 - 交流電源が使用できない場合に、直流電源駆動の直流駆動低圧注水系ポンプを用いて、復水貯蔵タンクの水を原子炉へ注水
- ▶ 低圧代替注水系(可搬型)の配備 【新設】
 - 屋外に配備する大容量送水ポンプ(タイプI)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水を原子炉へ注水



2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備(2/2)

- ▶ 低圧代替注水系(可搬型)等への注水用ヘッダの配備 【女川独自対策】【新設】
 - 設置作業の効率化を図るため、注水用ヘッダを使用
 - 低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮。さらに、燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プール代替注水系(可搬型)、燃料プールのスプレイ系(常設配管)又は燃料プールのスプレイ系(可搬型)のいずれか1系統の使用を考慮

(例)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)と復水貯蔵タンクへの補給の同時使用の際の接続



2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

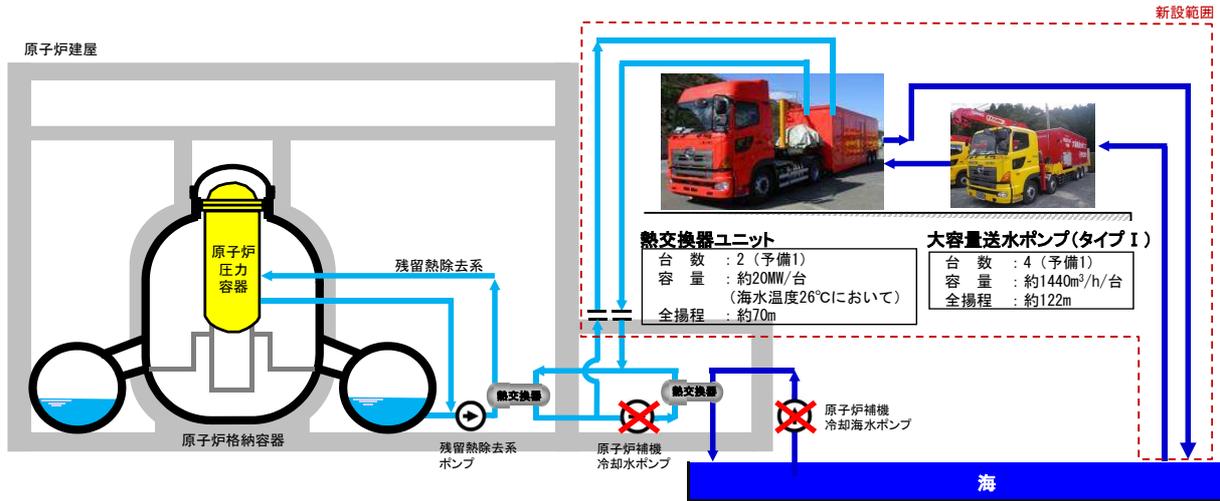
■ 原子炉や原子炉格納容器を除熱するための既設設備（残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系）が機能喪失した場合においても、最終的な熱の逃がし場（海又は大気）へ熱を輸送するため、以下の対策を実施

➢ 原子炉補機代替冷却水系の配備【新設】

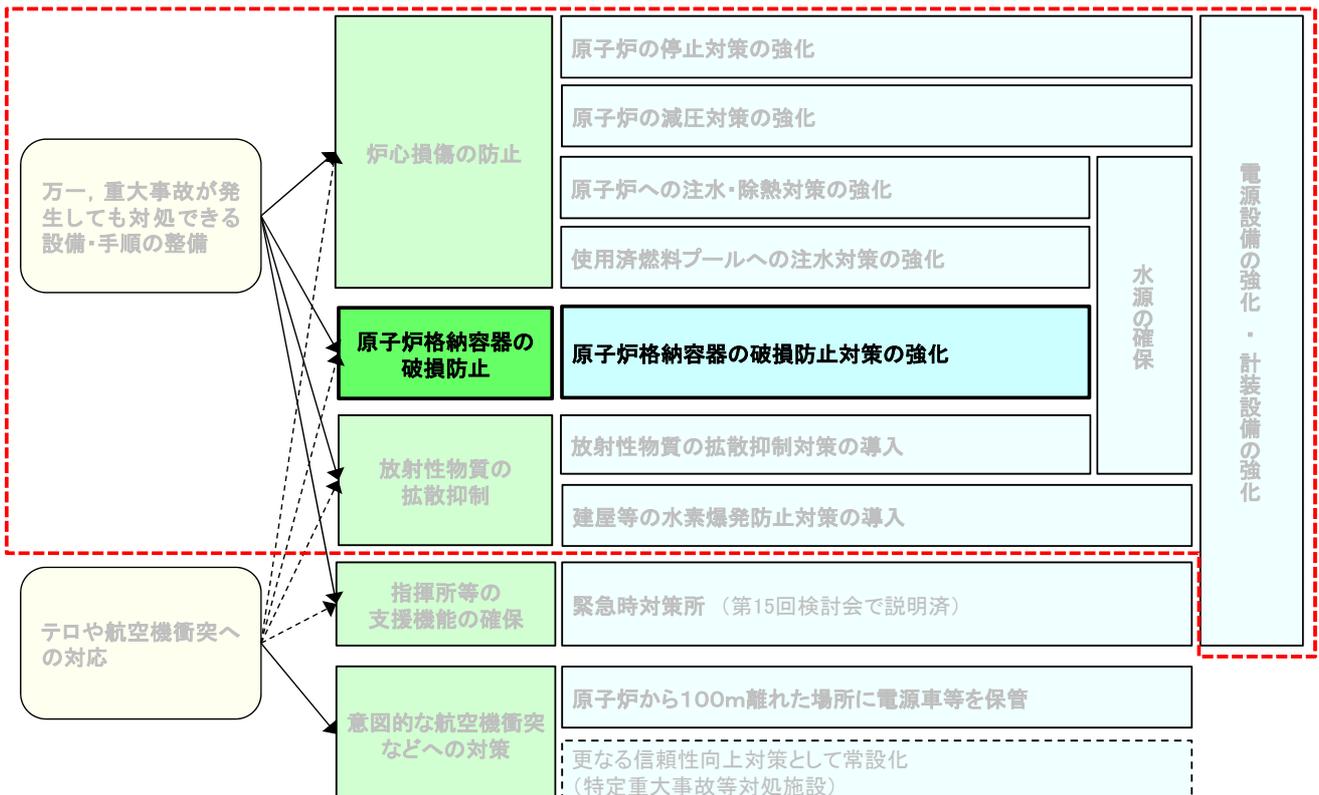
- 残留熱除去系が使用できる場合に、屋外に配備する可搬型の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）により、海を冷却源として除熱

➢ 原子炉格納容器フィルタベント系の設置【新設】、耐圧強化ベント系の整備

- 残留熱除去系が使用できない場合に、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系により、大気を冷却源として除熱（系統概要図はP.22に記載）



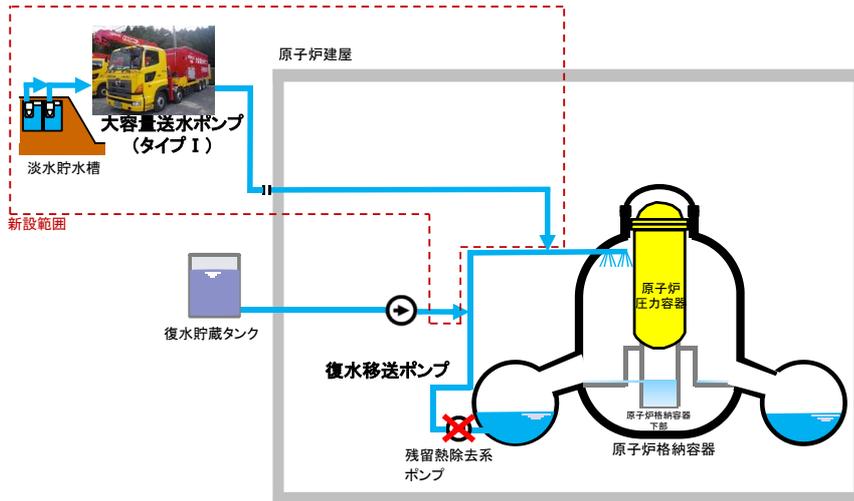
全体概要(p.4)再掲



2.6 原子炉格納容器破損防止対策(1/2) 【意見No.78関連】

■ 既設の原子炉格納容器内の冷却設備（残留熱除去系）が機能喪失した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、以下の対策を実施

- 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の整備 【一部新設】
 - ・ 復水移送ポンプを用いて、復水貯蔵タンクの水を原子炉格納容器内へスプレイ
 - ・ スプレイした水が原子炉格納容器下部へ流入することで原子炉格納容器下部へ注水する機能も有する
- 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の配備 【新設】
 - ・ 屋外に配備する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて、代替淡水源（淡水貯水槽）の水を原子炉格納容器内へスプレイ
 - ・ スプレイした水が原子炉格納容器下部へ流入することで原子炉格納容器下部へ注水する機能も有する



原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）

- ・ 復水移送ポンプ
- 台数：2（予備1）
- 容量：約100m³/h/台
- 全揚程：約85m

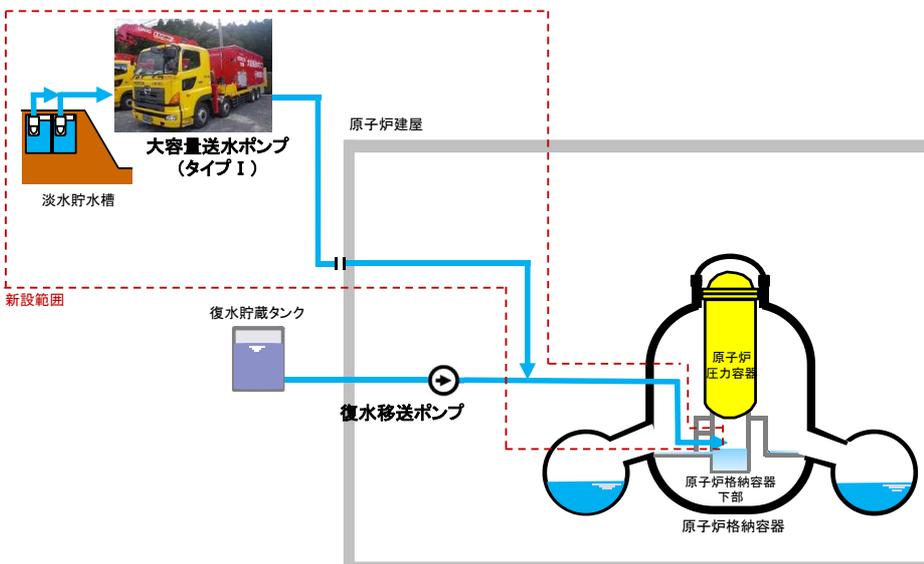
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

- ・ 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- 台数：4（予備1）
- 容量：約1440m³/h/台
- 全揚程：約122m

2.6 原子炉格納容器破損防止対策(2/2) 【意見No.78関連】

■ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の対策を実施

- 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の整備 【一部新設】
 - ・ 復水移送ポンプを用いて、復水貯蔵タンクの水を補給水系配管から直接原子炉格納容器下部へ注水
- 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の配備 【新設】
 - ・ 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて、代替淡水源（淡水貯水槽）の水を補給水系配管から直接原子炉格納容器下部へ注水



原子炉格納容器下部注水系（常設）

- ・ 復水移送ポンプ
- 台数：1（予備2）
- 容量：約100m³/h
- 全揚程：約85m

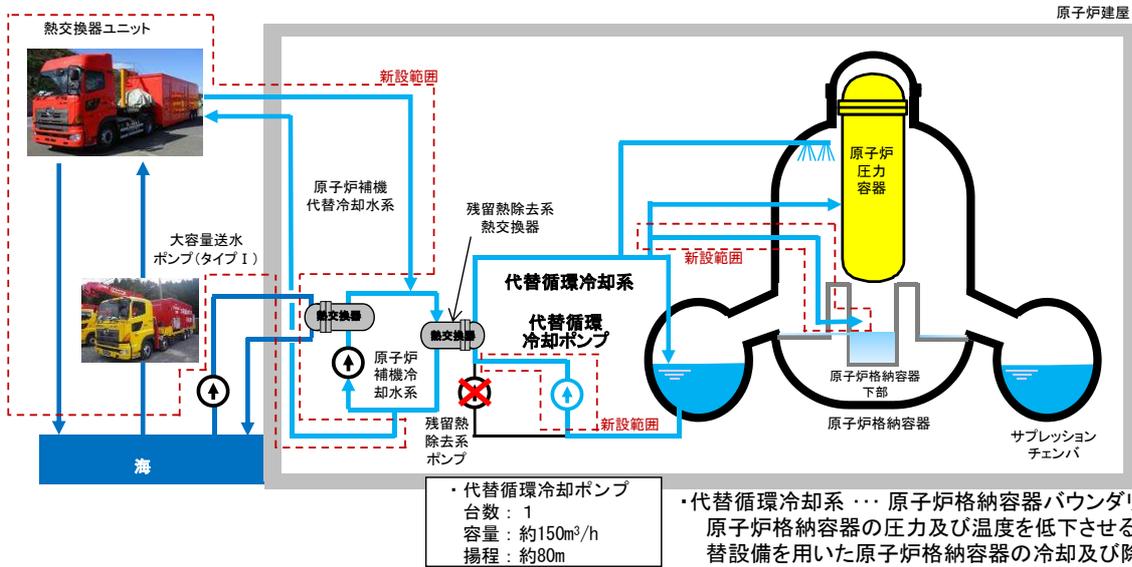
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

- ・ 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- 台数：4（予備1）
- 容量：約1440m³/h/台
- 全揚程：約122m

■ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、以下の対策を実施

➢ 代替循環冷却系の設置【新設】

- 原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持しながら圧力及び温度を低下させることが可能
- 代替循環冷却ポンプを用いて、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器へスプレイするとともに、原子炉補機代替冷却水系を用いて除熱することで循環冷却を行う
- スプレイした水が原子炉格納容器下部へ流入することで原子炉格納容器下部へ注水、または、サブプレッションチェンバのプール水を補給水系配管から直接原子炉格納容器下部へ注水する機能も有する

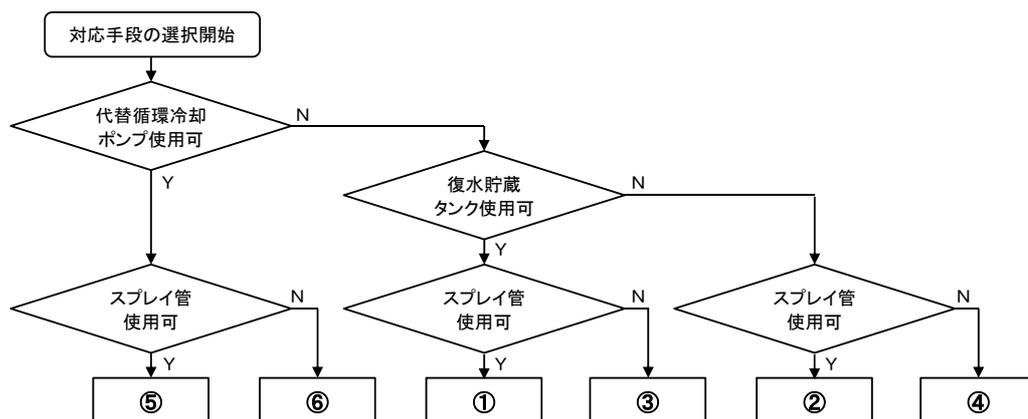


【参考】原子炉格納容器下部注水設備と対応手段の選択

- 原子炉格納容器下部注水設備のまとめ

原子炉格納容器下部注水設備	ポンプ	流路	備考
①_原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)	復水移送ポンプ	スプレイ水が下部へ流入	P. 18
②_原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)	大容量送水ポンプ(タイプI)	スプレイ水が下部へ流入	P. 18
③_原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)	復水移送ポンプ	直接下部へ注水	P. 19
④_原子炉格納容器下部注水系(可搬型)	大容量送水ポンプ(タイプI)	直接下部へ注水	P. 19
⑤_代替循環冷却系	代替循環冷却ポンプ	スプレイ水が下部へ流入	P. 20
⑥_代替循環冷却系	代替循環冷却ポンプ	直接下部へ注水	P. 20

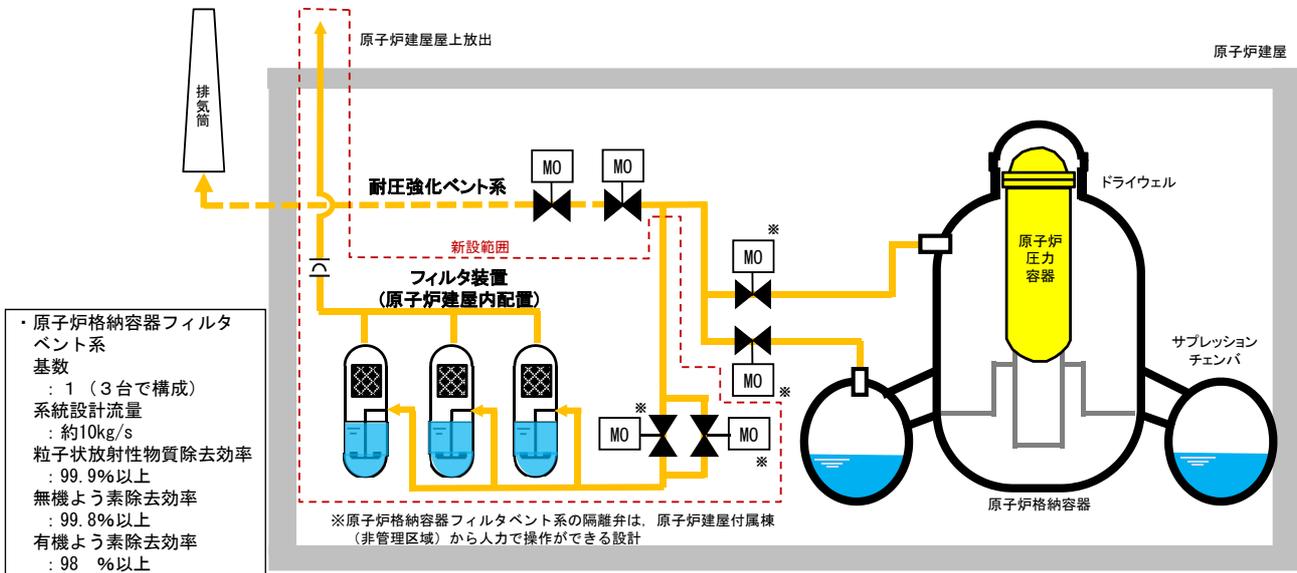
- 対応手段の選択(概念)



2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(3/3)

▶ 原子炉格納容器フィルタベント系の設置 【新設】

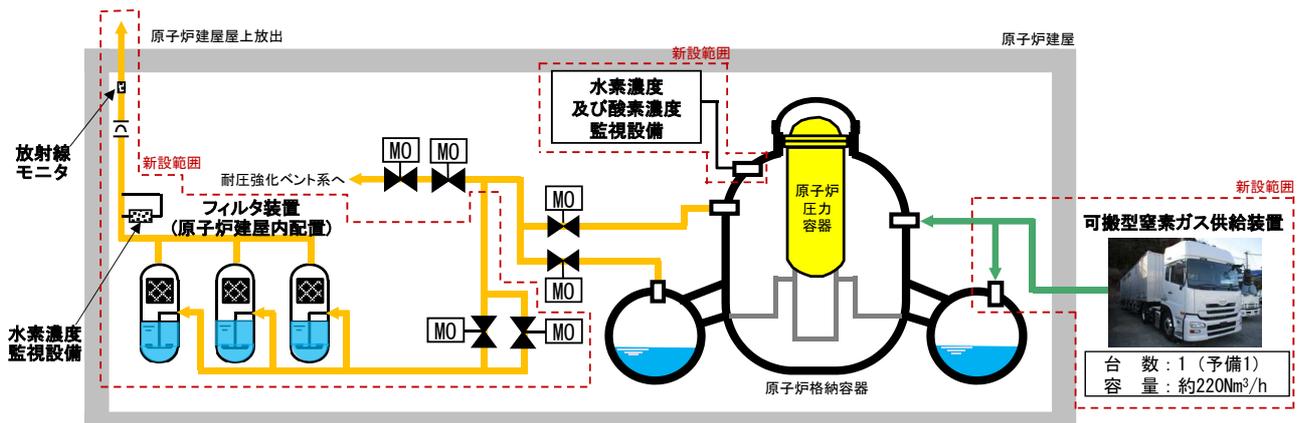
- 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系での蒸気凝縮により原子炉格納容器ベント実施までの時間余裕を確保し、希ガス等のうち短半減期の放射性物質を減衰させる
 その上で、原子炉格納容器内の圧力をサブプレッションチェンバからフィルタ装置を通して大気へ逃がすことを基本運用として、原子炉格納容器の破損及び水素爆発による破損を防止、並びに排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減



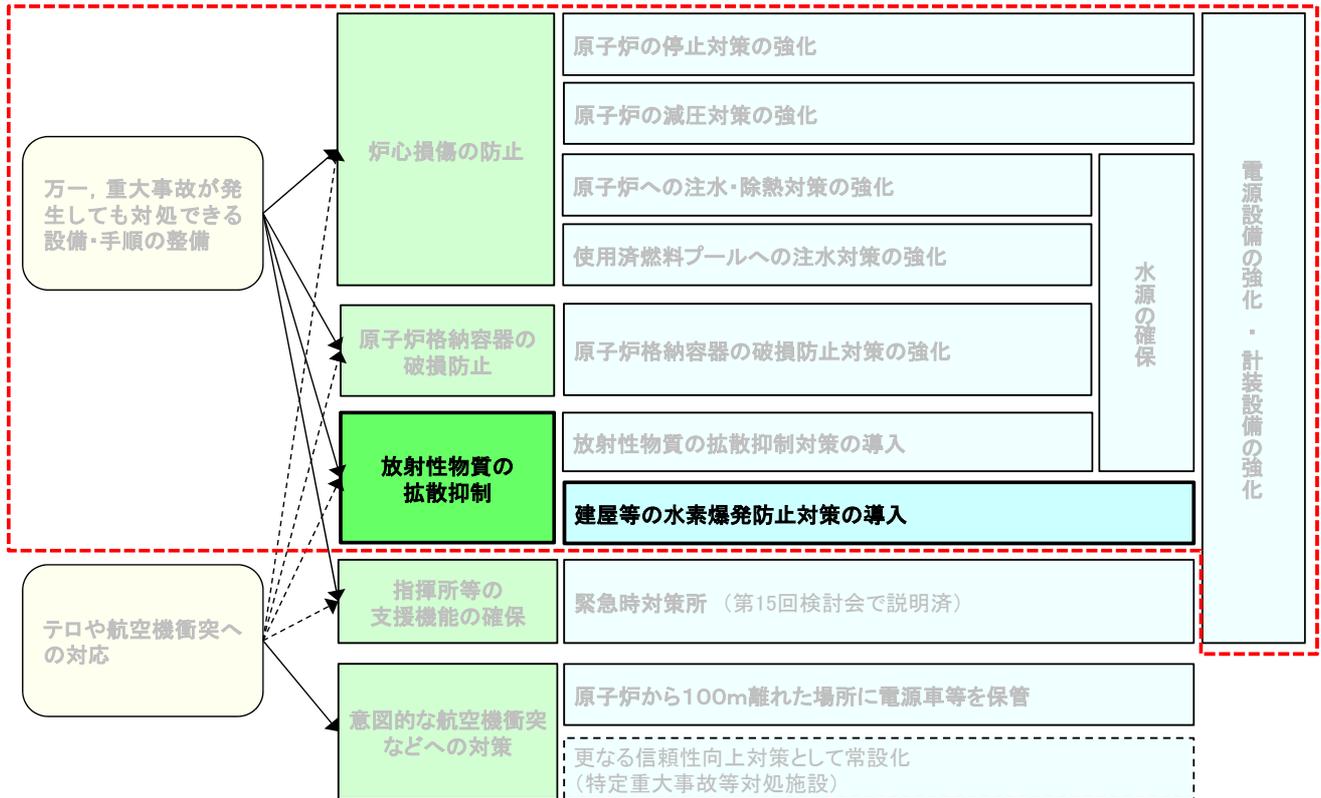
2.8 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

■ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素爆発による破損を防止するため、以下の対策を実施

- ▶ 運転中の原子炉格納容器は原子炉格納容器調気系により窒素を供給することで常時不活性化
- ▶ 可搬型窒素ガス供給装置の配備 【新設】
 - 可搬型窒素ガス供給装置を用いて、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にする
- ▶ 原子炉格納容器フィルタベント系の設置 【新設】
 - 水素を原子炉格納容器外に排出でき、排気中に含まれる放射性物質はフィルタ装置により低減
 - フィルタ装置出口に水素濃度監視設備及び放射線モニタを設置
- ▶ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備の整備 【新設】
 - 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視



全体概要(p.4)再掲



2.9 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

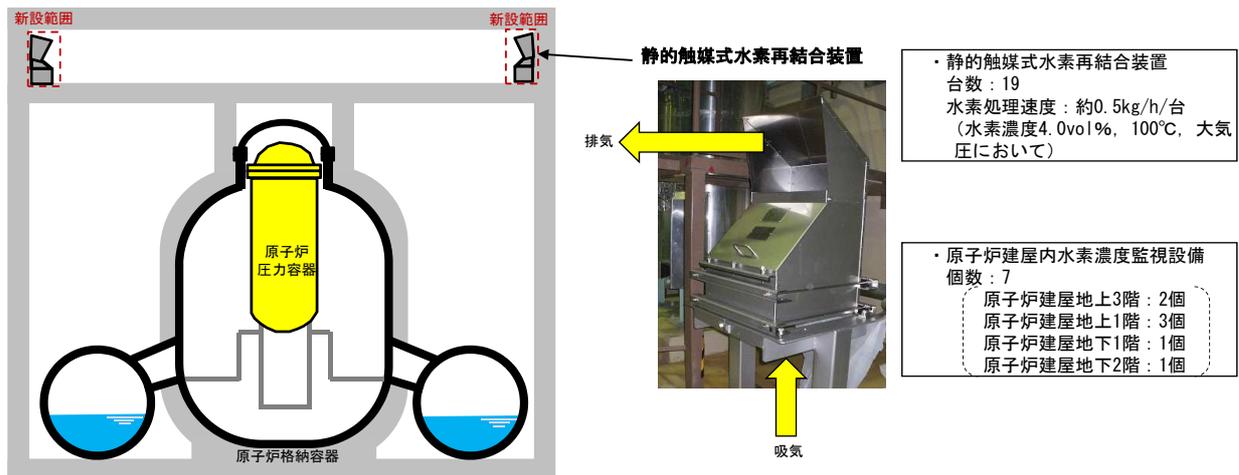
■ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋の水素爆発による損傷を防止するため、以下の対策を実施

➢ 静的触媒式水素再結合装置の設置【新設】

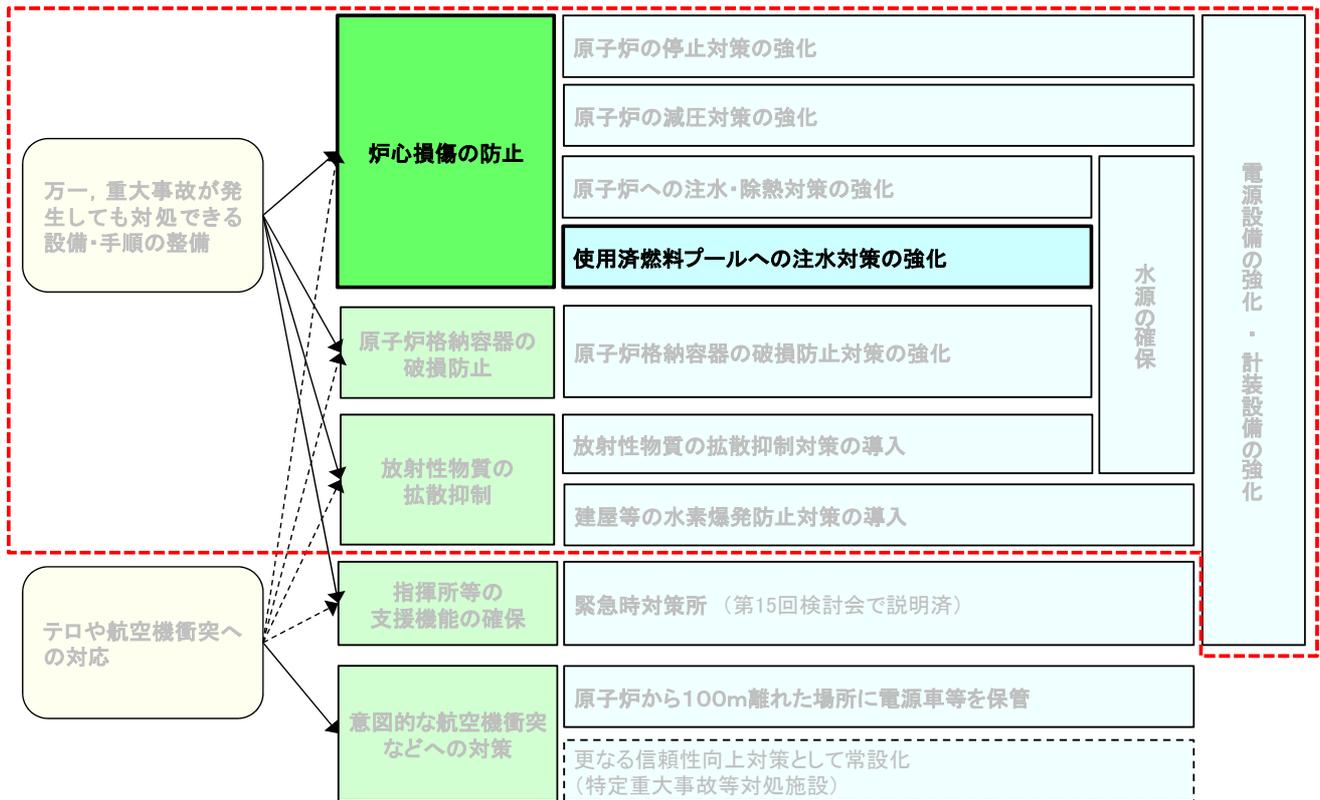
- 炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉建屋に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋内での水素濃度上昇を抑制することによって水素爆発を防止
- 運転員による起動操作が必要なく、水素と酸素の触媒反応によって再結合させることが可能

➢ 原子炉建屋内水素濃度監視設備の設置【新設】

- 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスの濃度を監視



全体概要(p.4)再掲



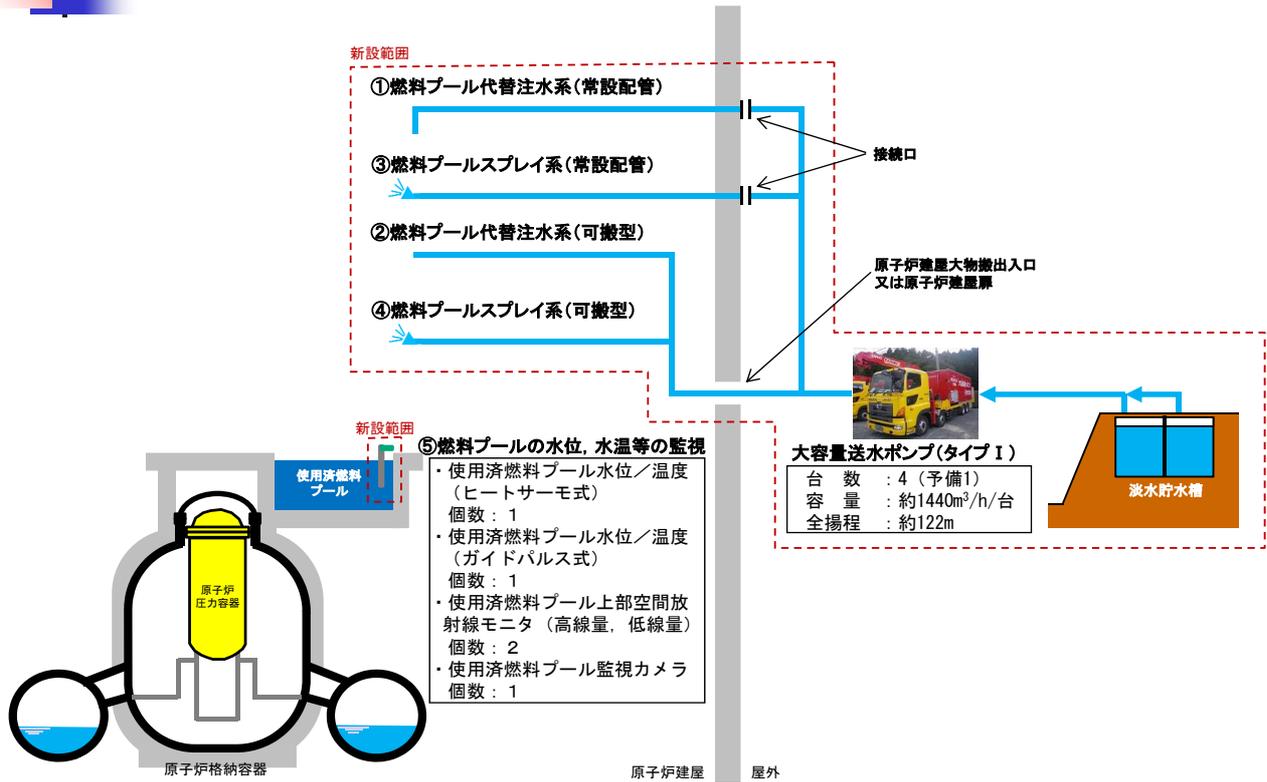
2.10 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策(1/3)

- 既設の使用済燃料プールの冷却・補給設備(残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系)が機能喪失した場合においても、使用済燃料プールを冷却し、放射線を遮蔽するため、以下の対策を実施
 - 燃料プール代替注水系(常設配管)の配備 【新設】【①】
 - 大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水を原子炉建屋内の常設配管を通じて使用済燃料プールに注水
 - 燃料プール代替注水系(可搬型)の配備 【新設】【②】
 - 大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水をホースを通じて使用済燃料プールに注水
- 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料の著しい損傷を緩和するため、以下の対策を実施
 - 燃料プールスプレイ系(常設配管)の配備 【新設】【③】
 - 大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水を原子炉建屋内の常設配管、スプレインズルを通じて使用済燃料プールにスプレイ
 - 燃料プールスプレイ系(可搬型)の配備 【新設】【④】
 - 大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水をホース、スプレインズルを通じて使用済燃料プールにスプレイ
- 重大事故等時においても使用済燃料プールの状態を監視するため、以下の対策を実施
 - 使用済燃料プール監視設備の設置 【新設】【⑤】
 - 使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率を監視。また、使用済燃料プール監視カメラによる監視

2. 主な重大事故等対処設備

28

2.10 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策(2/3)



2. 主な重大事故等対処設備

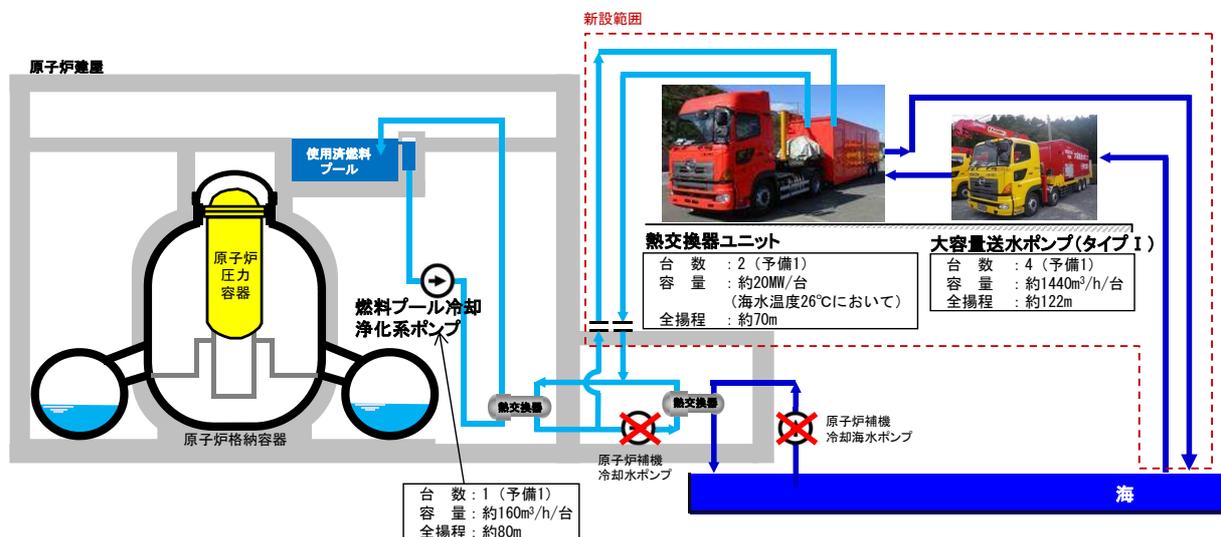
29

2.10 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策(3/3)

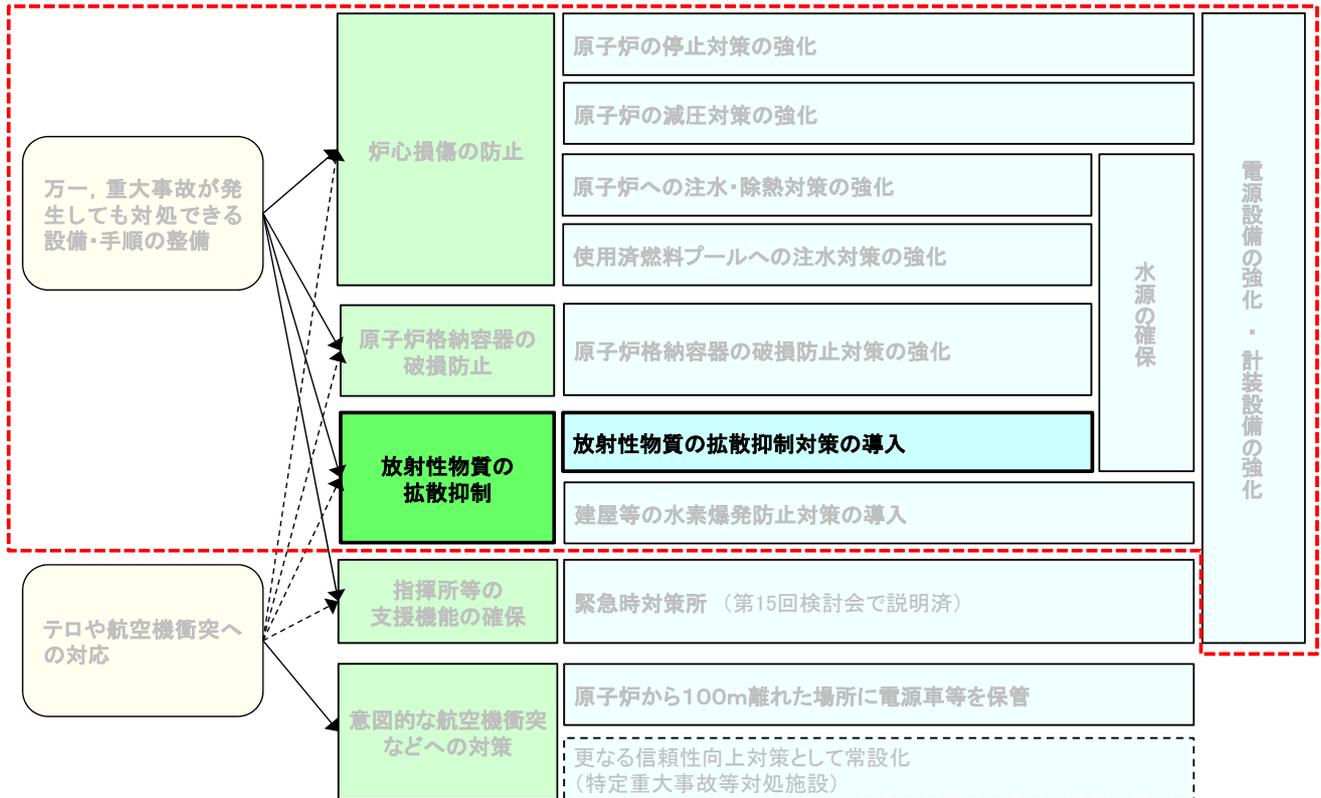
■ 使用済燃料プールの冷却機能が喪失することにより発生する水蒸気が原子炉建屋内の他の重大事故等対処設備に悪影響を及ぼすことを防止するため、以下の対策を実施

▶ 燃料プール冷却浄化系の整備【一部新設】

- ・ 原子炉補機代替冷却水系を用いて、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器により、使用済燃料プールを除熱



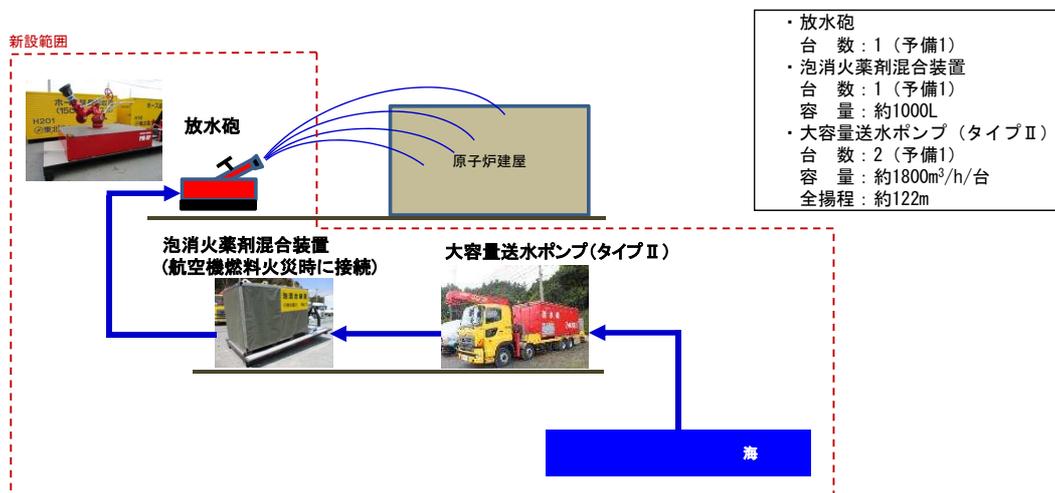
全体概要(p.4)再掲



2.11 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備(1/2)

■ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の対策を実施

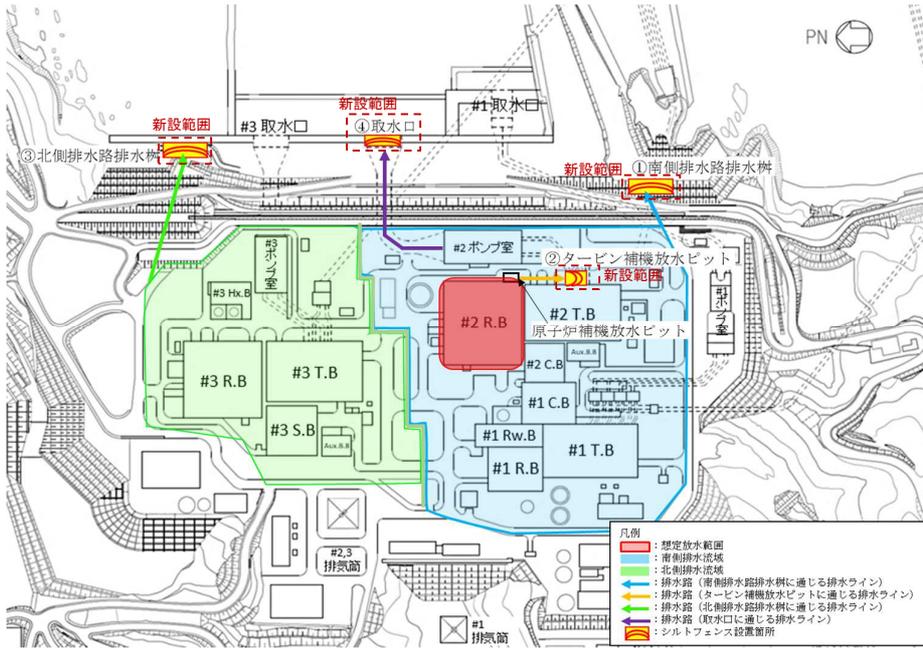
- 放水設備(大気への拡散抑制設備)の配備【新設】
 - 大気への放射性物質の拡散を抑制するため、原子炉建屋の屋上に放水又は広範囲に放水
- 放水設備(泡消火設備)の配備【新設】
 - 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応



2.11 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備(2/2)

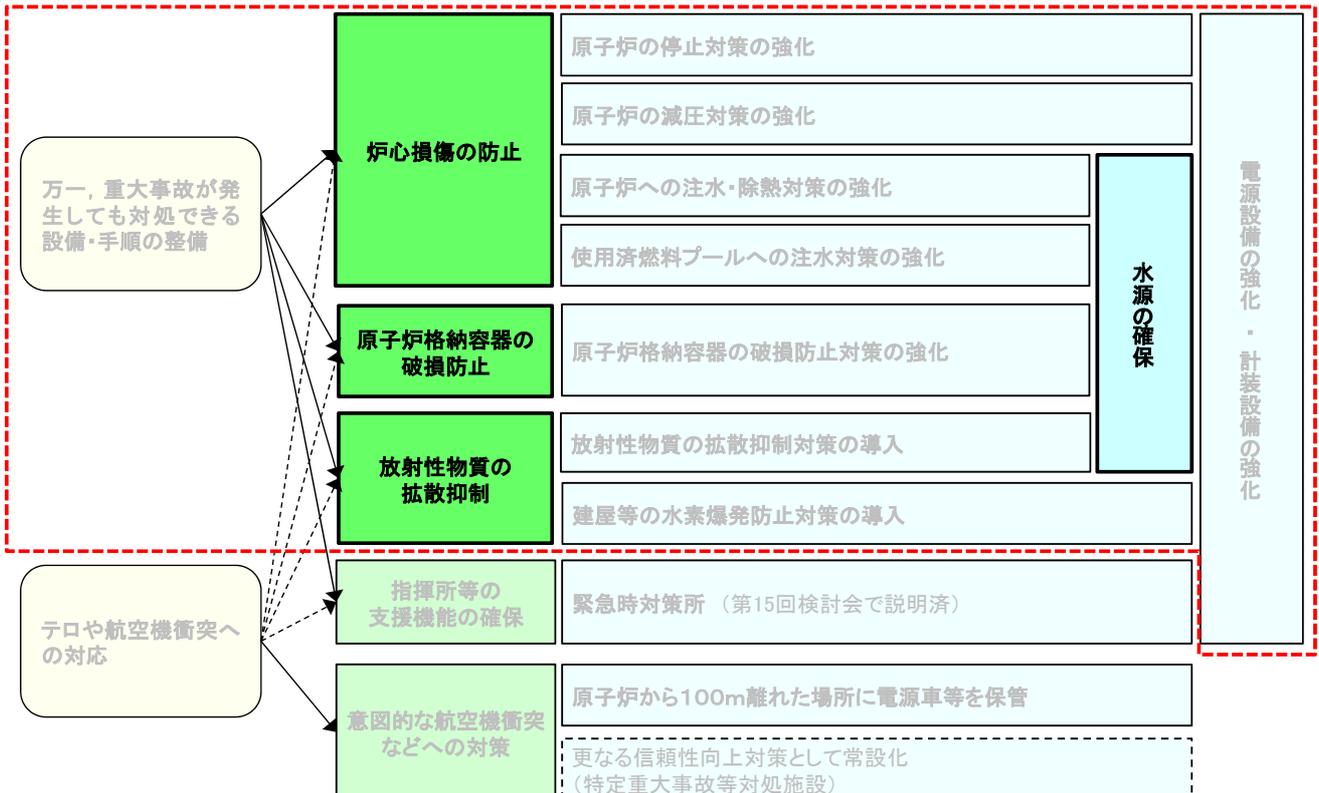
▶ 海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)の配備【新設】

- 原子炉建屋へ放水した後の放射性物質を含む水が海洋へ拡散するのを抑制
- 放射性物質を含む水の流出経路となる①南側排水路排水榦, ②タービン補機放水ピット, ③北側排水路排水榦, ④取水口にシルトフェンスを設置



シルトフェンス設置イメージ図

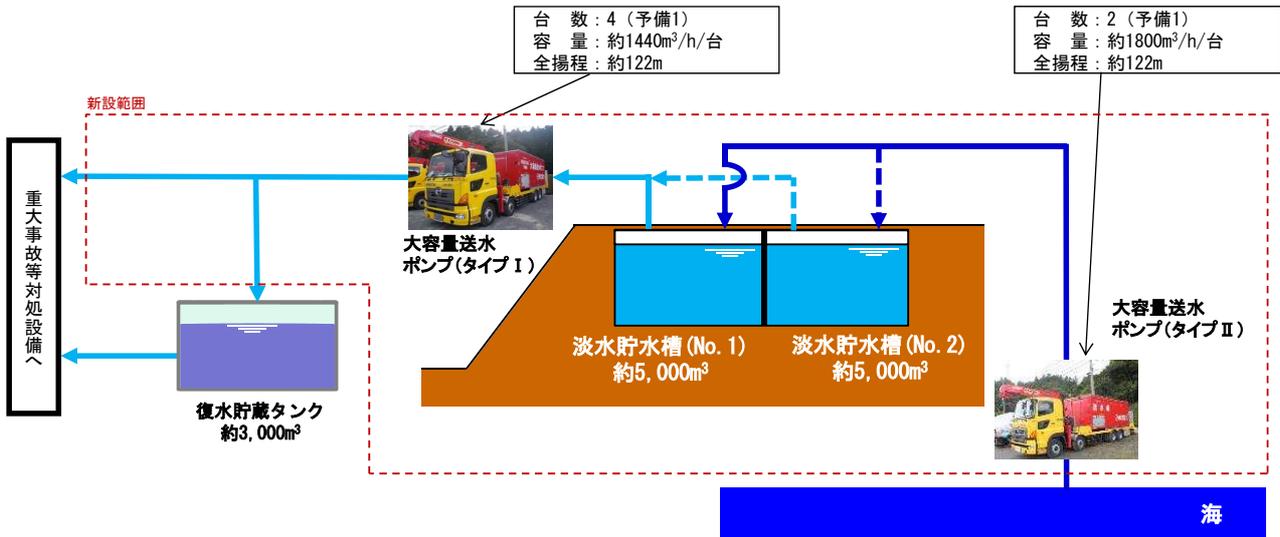
全体概要(p.4)再掲



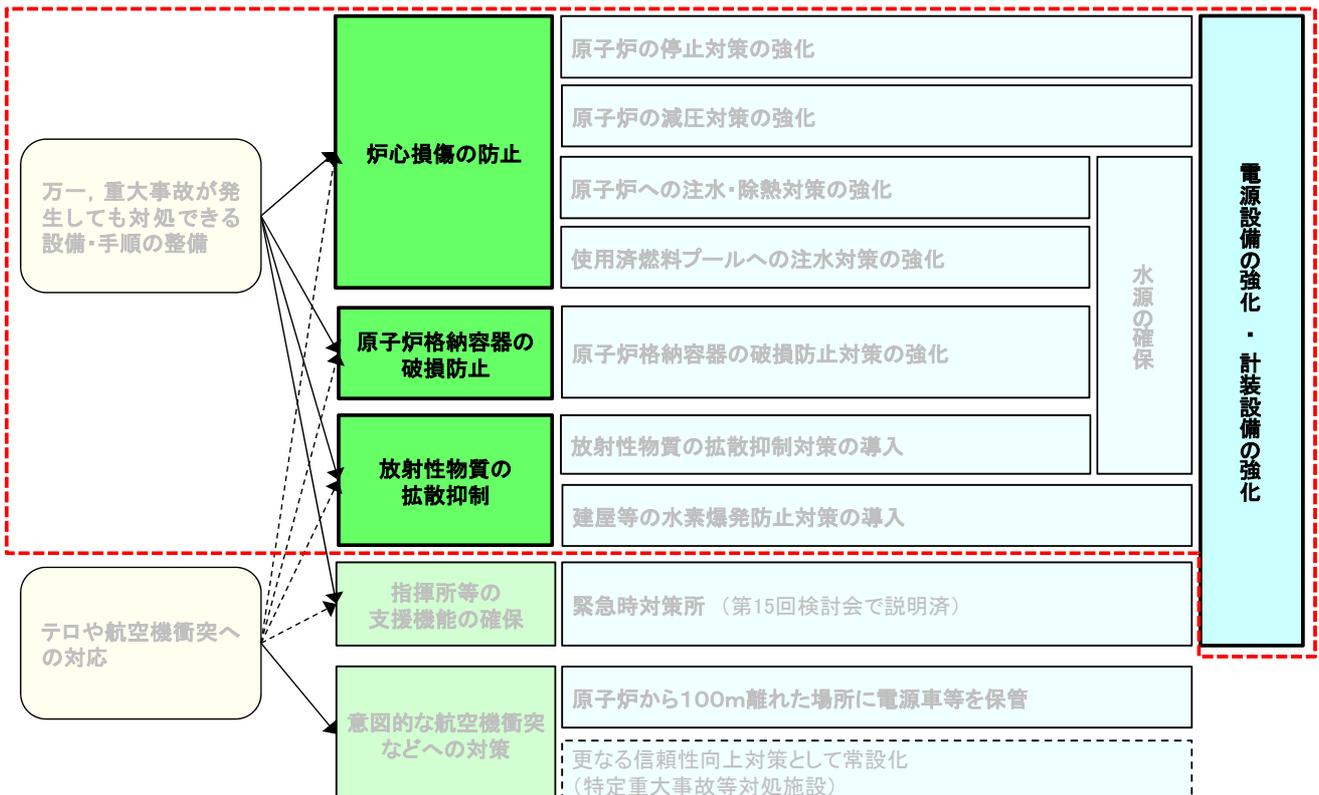
2.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

■設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、以下の対策を実施

- 復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として使用
- 代替淡水源として淡水貯水槽(2基)を設置【新設】
- 海水は構内の複数箇所(取水口及び海水ポンプ室)から取水
- 代替淡水源の水及び海水の移送手段並びに移送ルートを確認



全体概要(p.4)再掲



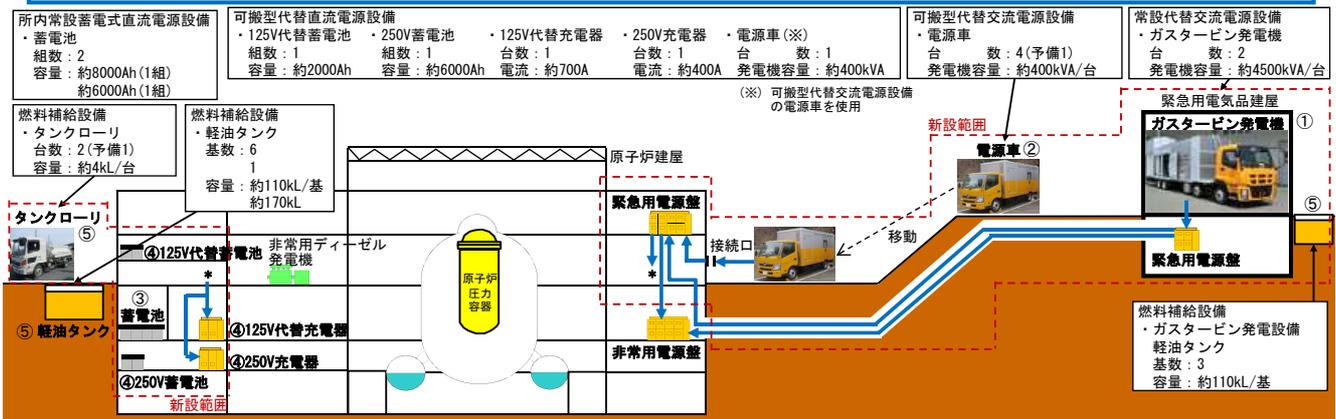
2. 主な重大事故等対処設備

2.13 代替電源設備(1/3)

36

■ 既設の電源設備が機能喪失した場合においても、重大事故等の対応に必要な電力を確保するため以下の対策を実施

- ▶ 常設代替交流電源設備【新設】①
 - ・ ガスタービン発電機を屋外(緊急用電気品建屋)に設置
- ▶ 可搬型代替交流電源設備【新設】②
 - ・ 電源車を屋外に配備し、接続口を設置
- ▶ 所内常設蓄電式直流電源設備【新設】③
 - ・ 蓄電池を設置し、中央制御室において必要な負荷以外を簡易な操作で切り離して8時間、その後、現場において必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、必要な電力を供給
- ▶ 可搬型代替直流電源設備【新設】④
 - ・ 常設の蓄電池(125V代替蓄電池, 250V蓄電池)及び常設の充電器(125V代替充電器, 250V充電器)を設置
 - ・ 常設の蓄電池・充電器及び可搬の電源車を組み合わせ、24時間にわたり必要な電力を供給(蓄電池は単独使用可)
- ▶ 燃料補給設備【新設】⑤
 - ・ 軽油タンクに加えてガスタービン発電設備軽油タンクを設置及びタンクローリを配備

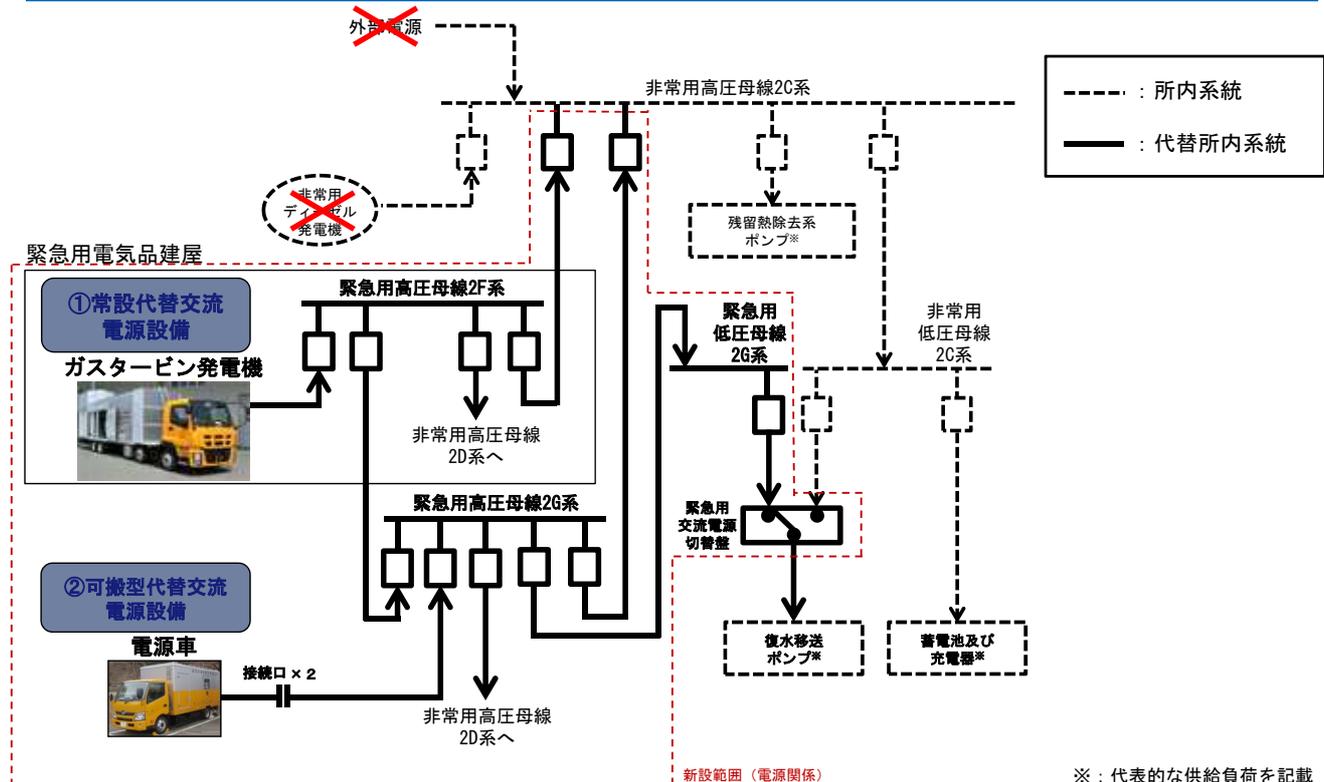


2. 主な重大事故等対処設備

2.13 代替電源設備(2/3)

37

▶ 代替交流電源の概要

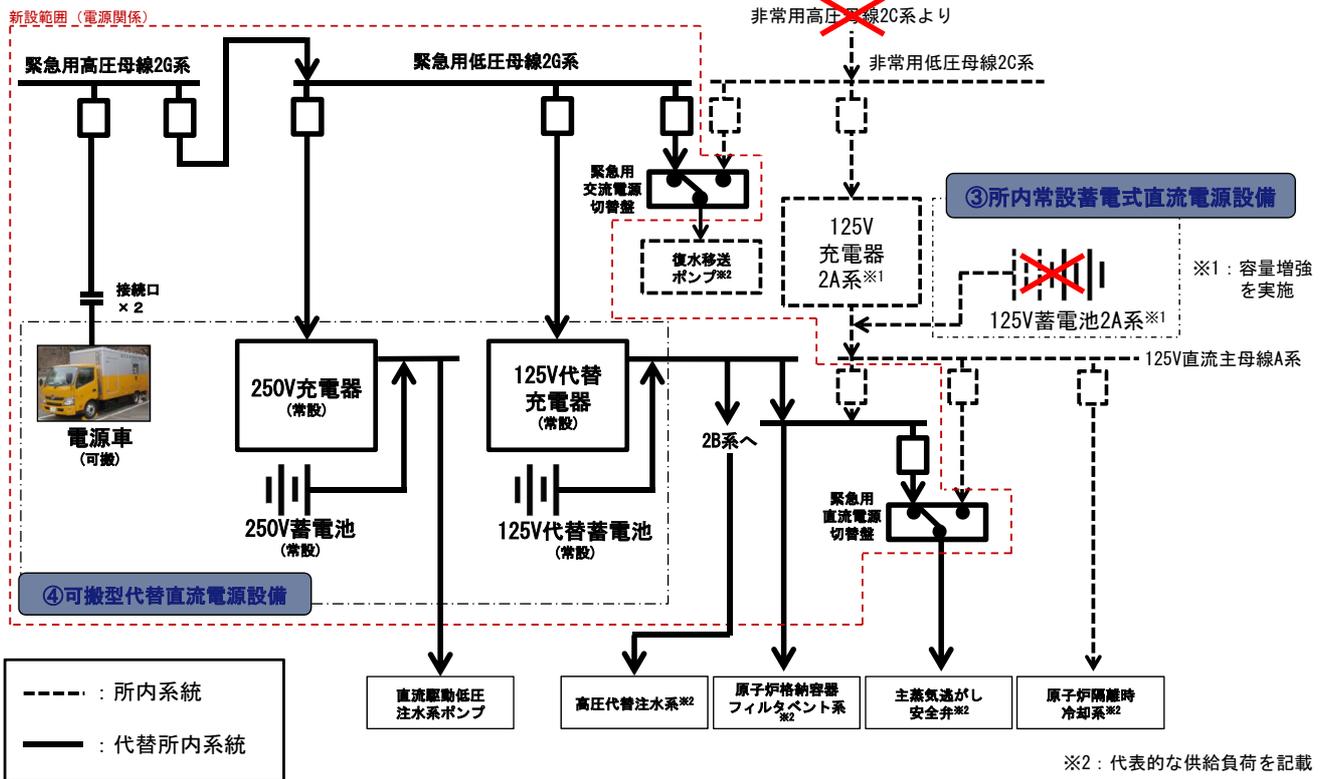


2. 主な重大事故等対処設備

2.13 代替電源設備(3/3)

38

➤ 代替直流電源の概要



2. 主な重大事故等対処設備

2.14 計装設備(1/3)

39

■ 重大事故等が発生し、計測機器の故障により重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータを計測することが困難になった場合においても、当該パラメータを推定するため、以下の対策を実施

- 重大事故等に対処するために必要なパラメータ(原子炉圧力容器の温度、圧力、水位、注水量等)を整備【一部新設】(詳細はP.40に記載)
- 重大事故等に対処するために必要なパラメータを主要パラメータとし、主要パラメータが機能喪失した場合において、主要パラメータを推定するための代替パラメータを整備
 - 主要パラメータ及び代替パラメータは、想定される重大事故等時における環境条件を考慮し整備
 - 代替パラメータによる主要パラメータの推定方法(例)
 - ① 同一物理量(温度、圧力、水位等)により推定
 - ② 水位を注水源又は注水先の水位変化により推定
 - ③ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定
 - ④ 流量を注水源又は注水先の水位変化により推定

重大事故等に対処するための主要パラメータ及び代替パラメータ(例)

項目	主要パラメータ	代替パラメータ※
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	③原子炉圧力 ③原子炉水位 ①注水系統の入口温度(残留熱除去系熱交換器入口温度)
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①原子炉圧力(他の計器) ③原子炉水位 ③原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	①原子炉水位(他の計器) ②原子炉圧力容器への注水量(高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量など)
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	②注水源の水位(復水貯蔵タンク水位) ④原子炉水位
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	②注水源の水位(復水貯蔵タンク水位) ④原子炉水位

※丸数字は上記の推定方法を示す。

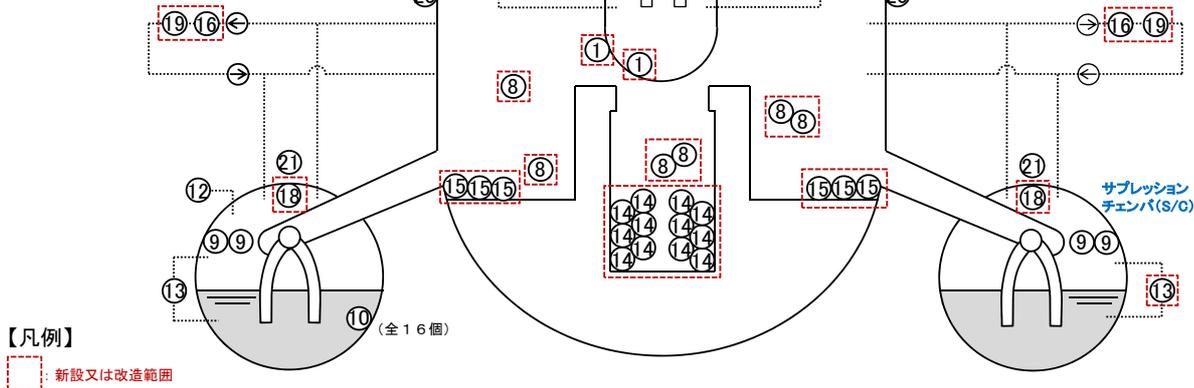
▶ 原子炉压力容器及び原子炉格納容器の主要パラメータ(温度, 圧力, 水位等)の概要

【凡例】

- ①: 原子炉压力容器温度
- ②: 原子炉圧力
- ③: 原子炉圧力 (SA)
- ④: 原子炉水位 (広帯域)
- ⑤: 原子炉水位 (燃料域)
- ⑥: 原子炉水位 (SA広帯域)
- ⑦: 原子炉水位 (SA燃料域)
- ⑧: ドライウエル温度
- ⑨: 圧力抑制室内空気温度
- ⑩: サプレッションプール水温度
- ⑪: ドライウエル圧力
- ⑫: 圧力抑制室圧力
- ⑬: 圧力抑制室水位

【凡例】

- ⑭: 原子炉格納容器下部水位
- ⑮: 原子炉格納容器下部温度
- ⑯: ドライウエル水位
- ⑰: 格納容器内雰囲気水素濃度
- ⑱: 格納容器内水素濃度 (D/W)
- ⑲: 格納容器内水素濃度 (S/C)
- ⑳: 格納容器内雰囲気酸素濃度
- ㉑: 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ㉒: 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ㉓: 起動領域モニタ
- ㉔: 平均出力領域モニタ



【凡例】

新設又は改造範囲

▶ パラメータ整備の具体例

• 例1) 検出器の追加

表内の丸数字はP.40に対応

対策前	対策後	対策理由
設備なし	⑭: 原子炉格納容器下部水位, 温度 ⑮: ドライウエル水位 を新規設置	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があることを把握
⑯: 格納容器内雰囲気水素濃度	⑯: 格納容器内雰囲気水素濃度に加え ⑰: 格納容器内水素濃度(D/W) ⑱: 格納容器内水素濃度(S/C) を追加	計測方式の異なる検出器を採用し多様化を図る

• 例2) 測定範囲の見直し

表内の丸数字はP.40に対応

対策前	対策後	対策理由
①: 原子炉压力容器温度 ...計測範囲 0~300°C	①: 原子炉压力容器温度 ...計測範囲0~500°C, 検出器取替	重大事故等時に可能な範囲で計測可能なよう改造

• 例3) 原子炉格納容器に設置する検出器は, 検出器から原子炉格納容器電気貫通部までの間に接続部を設けない構造に見直し, 水没により機能喪失しない構造とする

• 例4) 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件は, 原子炉格納容器の限界温度200°C(最大), 限界圧力0.854MPa[gage](最大, 最高使用圧力の2倍)であり, 原子炉格納容器に設置する検出器は, 耐環境試験等により健全性を確認

3. 適合性審査の状況

3. 適合性審査の状況

- 原子炉格納容器圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)については、これまで審査会合を8回実施
- 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備については、これまで審査会合を3回実施
- 上記以外に、有効性評価の審査会合において、関連する重大事故等対処設備の説明を実施

- 直近の第720回審査会合(令和元年5月30日)においては、過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施しており、特段のコメントはなかった

主な指摘事項	回 答
<p><u>原子炉格納容器圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)</u></p> <p>フィルタ装置3台の設置により、ベントガス流量にばらつきが発生した場合に生じるおそれのある影響項目を整理し、ベントガス流量比の差に関する設計目標の適切性を説明すること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ベントガス流量にばらつきが発生した場合、流量が大きくなったフィルタ装置に流入するエアロゾル量が増加し、金属繊維フィルタが閉塞する等の影響が考えられる。 ・このばらつきによる影響を防止するため、ベントガス流量比の差に関する設計目標を設定しており、実設計においては、配管の圧力損失の差を小さくするような配管ルートにすること等で、設計目標以内であることを確認している。 ・仮に、ベントガス流量のばらつきが設計目標の値となった場合でも性能への影響がないことを確認し、設計目標の適切性について確認している。
<p><u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u></p> <p>重大事故時に発生が想定される微量の不純物が、静的触媒式水素再結合装置に与える影響を説明すること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故時に発生が想定されるガス等による触媒への被毒については、海外の文献に示されており、触媒の水素処理性能に対し有意な影響を及ぼさないことを確認した。 ・なお、静的触媒式水素再結合装置の台数は、保守的に反応阻害物質の影響を考慮し、50%の性能低下を見込んで設定している。

4. これまでのご意見に対する回答

4.1 意見No.67への回答(1/6)

意見No.67

- 電源系に関して、DGの冷却方式や分電盤がどこで一緒になっているのかといった共通原因故障について、どのように分析を進めているのか説明してもらいたい。また、電源系以外でも、例えば、地震による火災と溢水の同時発生のような共通原因故障もありうるので、個別シナリオでの対策やリスク評価以外に、共通原因故障の取り扱いの考え方を説明してもらいたい。

■設計基準事故対処設備は、多重性又は多様性を確保し、異なる区画に設置することなどにより、安全機能が損なわれるおそれがない設計としている。

■重大事故等対処設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を考慮している。

➢ 共通要因としては、環境条件※1、自然現象※2、人為事象※3、溢水、火災及びサポート系※4故障を考慮

※1: 重大事故等時における温度、湿度、圧力、放射線、荷重、自然現象の影響、人為事象の影響及び周辺機器等からの悪影響

※2: 地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮

※3: 飛来物(航空機落下)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

※4: 系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水

■以降に、交流電源設備及び低圧注水設備における、多様性及び位置的分散を例示する。

4.1 意見No.67への回答(2/6)

▶ 交流電源設備の多様性, 位置的分散(1/3)

- 非常用ディーゼル発電機【①】
 - ✓ 非常用ディーゼル発電機【①】は, 多重性及び独立性を考慮して, 3台を各々別の場所に設置し, 共通要因により機能が喪失しない設計
- ガスタービン発電機【②】
 - ✓ ガスタービン発電機【②】は, ガスタービンにより駆動することで, ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機【①】に対して多様性を有する設計
 - ✓ ガスタービン発電機【②】は, 冷却方式を空冷とすることで, 水冷である非常用ディーゼル発電機【①】に対して多様性を有する設計
 - ✓ ガスタービン発電機【②】は, 原子炉建屋から離れた屋外に設置することで, 原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機【①】と位置的分散を図る設計
 - ✓ ガスタービン発電機【②】からの系統は, 独立した電路で構成することにより, 非常用ディーゼル発電機【①】からの系統に対して独立性を有する設計
- 電源車【③】
 - ✓ 電源車【③】は, 冷却方式を空冷とすることで, 水冷である非常用ディーゼル発電機【①】に対して多様性を有する設計
 - ✓ 電源車【③】は, ディーゼルエンジンにより駆動することで, ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機【②】に対して多様性を有する設計
 - ✓ 電源車【③】は, 原子炉建屋から離れた屋外に保管することで, 原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機【①】と位置的分散を図る設計。また, ガスタービン発電機【①】から離れた屋外に保管することで, 位置的分散を図る設計
 - ✓ 電源車【③】からの系統は, 独立した電路で構成することにより, 非常用ディーゼル発電機【①】からの系統に対して独立性を有する設計
 - ✓ 電源車【③】の接続箇所は, 位置的分散を図った複数箇所に設置する設計

4.1 意見No.67への回答(3/6)

▶ 交流電源設備の多様性, 位置的分散(2/3)

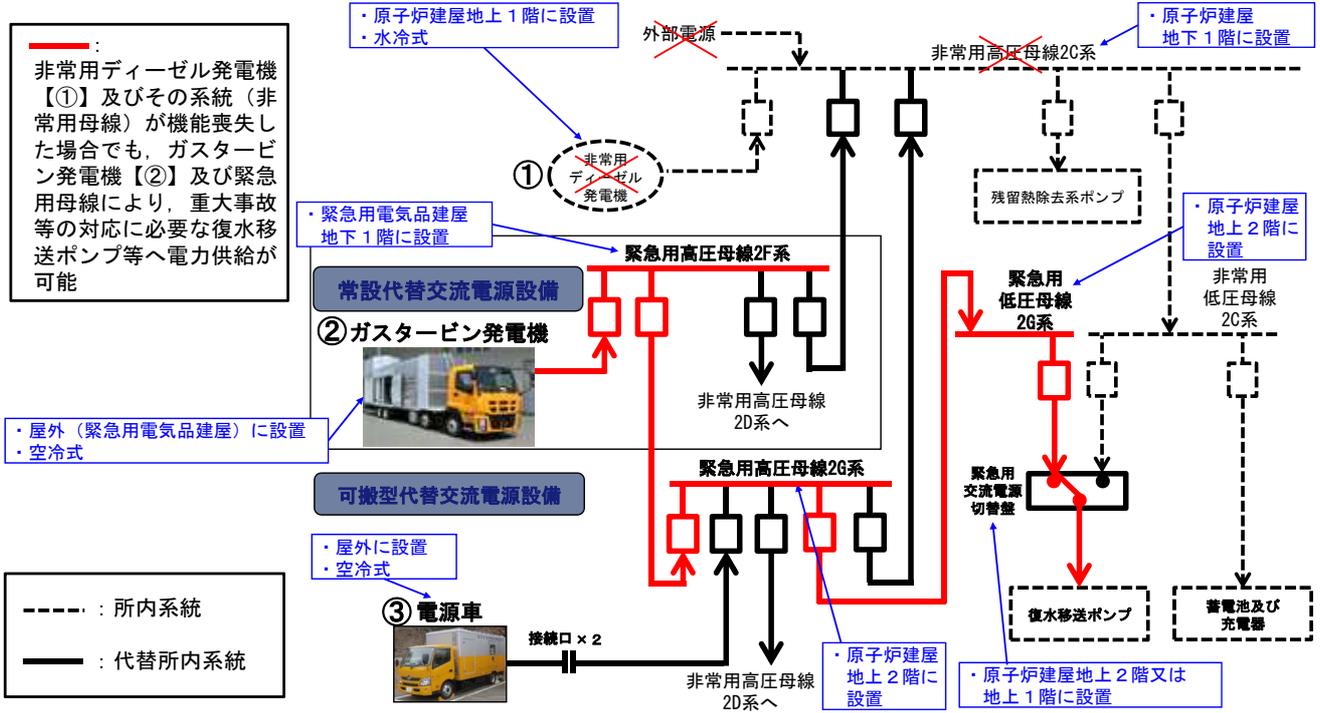
- ガスタービン発電機【②】及び電源車【③】は, 非常用ディーゼル発電機【①】と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 多様性を有する設計

項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備		
	①非常用交流電源設備		②常設代替交流電源設備	③可搬型代替交流電源設備	
電源	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機		ガスタービン発電機	電源車	
	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋付属棟内)		屋外 (緊急用電気品建屋地上1階)	屋外 (第2, 第3, 第4保管エリア)	
電源供給先	非常用高圧母線2C系 非常用高圧母線2D系 非常用高圧母線2H系		非常用高圧母線2C系 非常用高圧母線2D系	非常用高圧母線2C系 非常用高圧母線2D系	
	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋付属棟内)		原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋付属棟内)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋付属棟内)	
	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋付属棟内)		緊急用低圧母線2G系	緊急用低圧母線2G系	
	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)		原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)	
冷却方式	水冷式		空冷式	空冷式	
燃料源	a.	軽油タンク	a.	軽油タンク	
		屋外		屋外	
	b.	・非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク	b.	ガスタービン発電設備軽油タンク	ガスタービン発電設備軽油タンク
		原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)		屋外	屋外
			c.	電源車(車載燃料)	
				屋外	

4.1 意見No.67への回答(4/6)

▶ 交流電源設備の多様性, 位置的分散(3/3)

- ガスタービン発電機【②】及び電源車【③】は, 非常用ディーゼル発電機【①】と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計



4.1 意見No.67への回答(5/6)

▶ 低圧注水設備の多様性, 位置的分散(1/2)

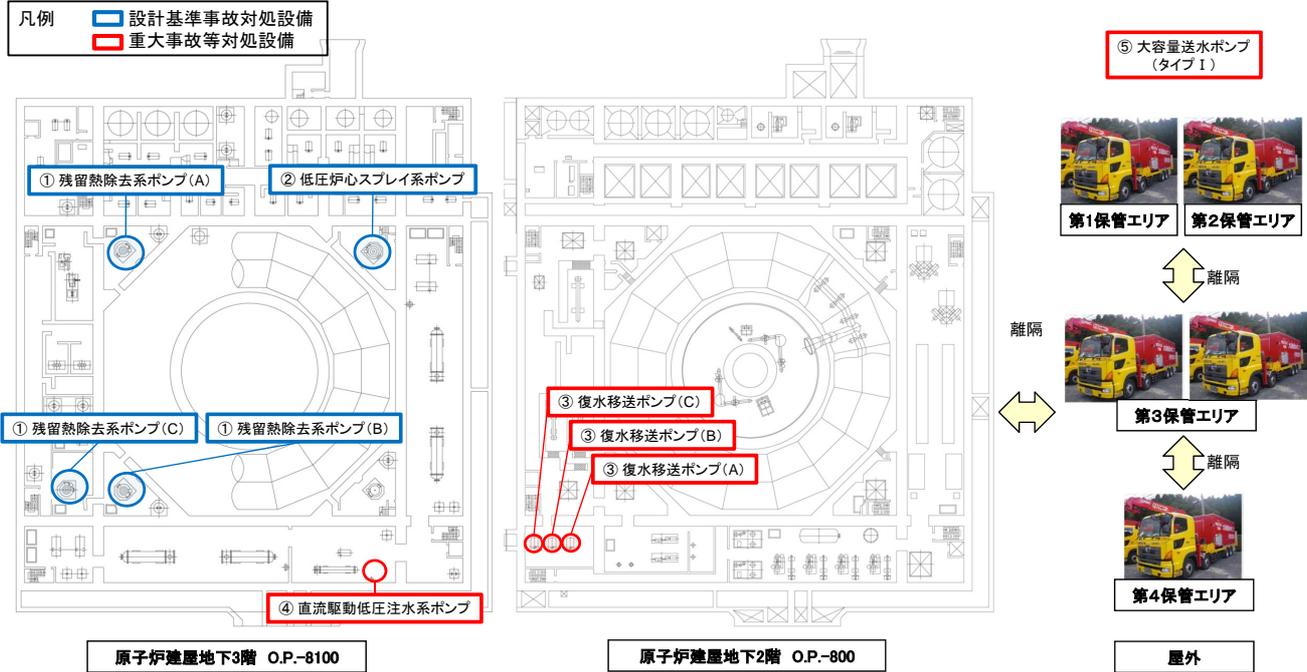
- 重大事故等対処設備【③】【④】【⑤】は, 設計基準事故対処設備【①】【②】と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 多様性を有する設計
- 【③】及び【⑤】は, 水源から残留熱除去系配管【①】との合流点まで, 流路を設計基準事故対処設備【①】【②】に対して独立する設計
- 【④】は, 流路を設計基準事故対処設備【①】【②】に対して独立する設計

項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備		
	①残留熱除去系(低圧注水モード)	②低圧炉心スプレイ系	③低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	④低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)	⑤低圧代替注水系(可搬型)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	低圧炉心スプレイ系ポンプ	復水移送ポンプ	直流駆動低圧注水系ポンプ	大容量送水ポンプ(タイプI)
	原子炉建屋地下3階(原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋地下3階(原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋地下2階(原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋地下3階(原子炉建屋付属棟内)	屋外(第1, 第2, 第3, 第4保管エリア)
水源	サブプレッションチェンバ	サブプレッションチェンバ	復水貯蔵タンク	復水貯蔵タンク	代替淡水源(淡水貯水槽(No.1)又は淡水貯水槽(No.2))
	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階	屋外	屋外	屋外
駆動電源	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)又は可搬型代替交流電源設備(電源車)	常設代替直流電源設備(250V蓄電池)	不要(空冷式ディーゼルエンジン)
	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上1階	屋外	制御建屋地下2階	屋外
冷却方式	水冷	水冷	不要(自己冷却)	不要(自己冷却)	不要(自己冷却)

4.1 意見No.67への回答(6/6)

▶ 低圧注水設備の多様性, 位置的分散(2/2)

- 復水移送ポンプ【③】, 直流駆動低圧注水系ポンプ【④】及び大容量送水ポンプ【⑤】は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ【①】及び低圧炉心スプレイ系ポンプ【②】と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計

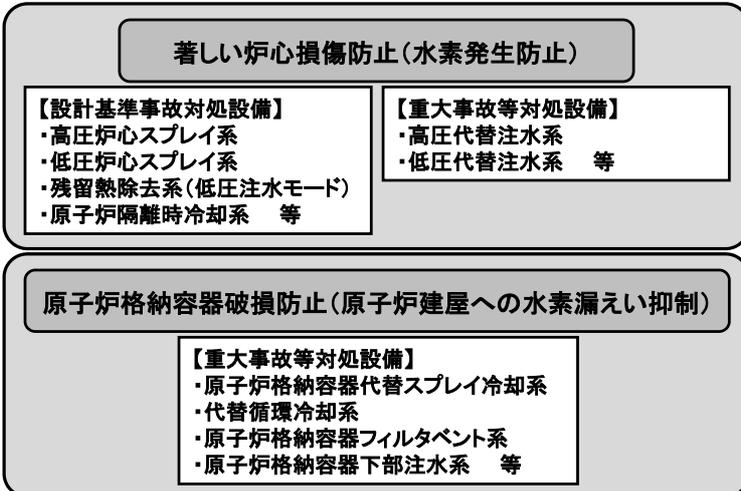


4.2 意見No.76への回答(1/7)

意見No.76

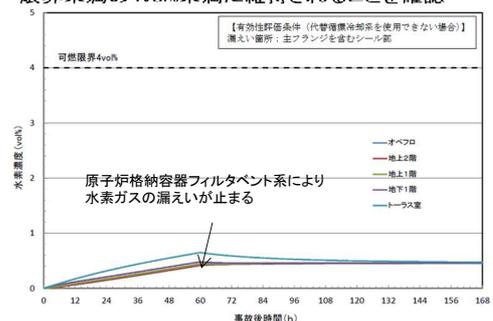
- 水素発生防止策について確認したい。

- 重大事故等が発生した場合において, 炉心の著しい損傷を防止(水素発生防止)するため, 高压代替注水系, 低圧代替注水系等を設置
- 炉心の著しい損傷が発生した場合に備え, 原子炉格納容器の破損を防止(原子炉建屋への水素漏えい抑制)するため, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 代替循環冷却系等を設置



【参考】有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動

• 有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」における原子炉建屋原子炉棟内における水素挙動を評価した結果, 可燃限界未満の4vol%未満に維持されることを確認



- これらの対策を講じたとしても, 原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に備え, 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策を実施

4.2 意見No.76への回答(2/7)

■原子炉格納容器破損防止対策を講じたとしても原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に備え、以下の対策を実施

➢ 静的触媒式水素再結合装置(PAR)

- 原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に原子炉建屋原子炉棟内で水素を処理

➢ 原子炉格納容器フィルタベント系

- 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ想定を超える水素漏えいが確認された場合には、PARによる水素処理に加えて、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを行い、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制

➢ 原子炉建屋ベント設備【自主対策設備】

- 水素の成層化等により水素爆発に至る可能性のある場合に、オペレーティングフロアの天井部分から水素を排出



静的触媒式水素再結合装置(PAR)



原子炉格納容器フィルタベント系



原子炉建屋ベント設備

4.2 意見No.76への回答(3/7)

■静的触媒式水素再結合装置(PAR)の概要

- PARは、炉心の著しい損傷が発生した場合に、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素を触媒反応により酸素と再結合させる設備
- PARの動作確認を行うために、動作監視装置としてPARの入口側及び出口側に温度検出器を設置



静的触媒式水素再結合装置

PARの主要仕様

種類	触媒式
容量	約0.5 kg/h/台 (水素濃度4.0vol%, 100°C, 大気圧において)
個数	19台

動作監視装置の主要仕様

種類	熱電対
計測範囲	0~500°C
個数	8個(4個のPARの入口側及 び出口側に設置)



22枚の触媒カートリッジが収納されている



4.2 意見No.76への回答(4/7)

■静的触媒式水素再結合装置(PAR)の設計方針

- 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満の4vol%未満に抑制できるよう、PARの設置台数を設定
- PARの設置台数は、原子炉格納容器からの水素漏えい量に対して、PARの水素処理容量が上回るように設定し、その台数と配置について流動解析にて確認

①PAR設置台数の設定

PARの設置台数は必要台数評価条件より17台となり、必要台数に余裕を考慮し19台を設置

$$\begin{aligned} \text{必要台数} &= \text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / \text{PAR1台あたりの水素処理容量} \\ &= 990\text{kg} \times ((10\%/day) / (24\text{h}/day)) / (0.25\text{kg}/\text{h}) = 16.5\text{台} \end{aligned}$$

PARの必要台数評価条件

項目	評価条件	設定理由
PAR 1 台あたりの水素処理容量	0.25kg/h	水素濃度4.0vol%, 100°C, 大気圧における水素処理容量約0.5kg/hに、反応阻害物質による性能低下を保守的に50%見込んだ値として設定
水素発生量	有効燃料長 ^{※1} 被覆管100% 990kg	有効性評価における水素発生量を包絡する値として設定(有効燃料長被覆管100%のジルコニウム全量ジルコニウム-水反応により発生する水素量)
原子炉格納容器漏えい率	10%/day	原子炉格納容器の限界圧力である854kPa[gage]における原子炉格納容器漏えい率約1.3%/dayに余裕を考慮して設定

※1: 燃料ペレットの入っている部分の燃料被覆管の長さ

【参考】PARの必要台数評価条件と有効性評価

・PARの必要台数評価条件に用いる原子炉格納容器からの水素発生量及び水素漏えい量は、有効性評価を包絡する設定としている

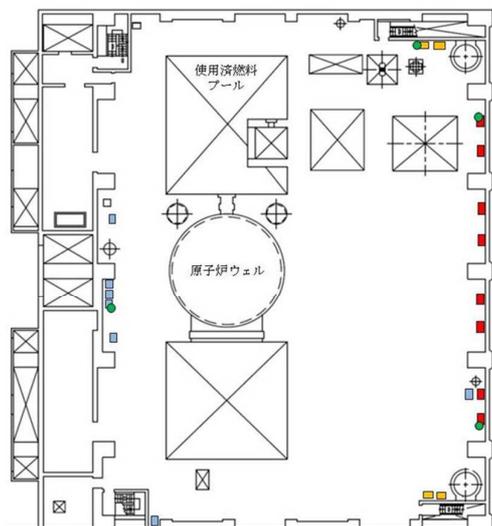
項目	必要台数評価条件	有効性評価 ^{※2}
水素発生量	990 kg	約282 kg
原子炉格納容器漏えい率	10 %/day	約1 %/day(最大)
原子炉格納容器水素漏えい量	99 kg/day	約2.82 kg/day

※2: 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」シナリオの場合

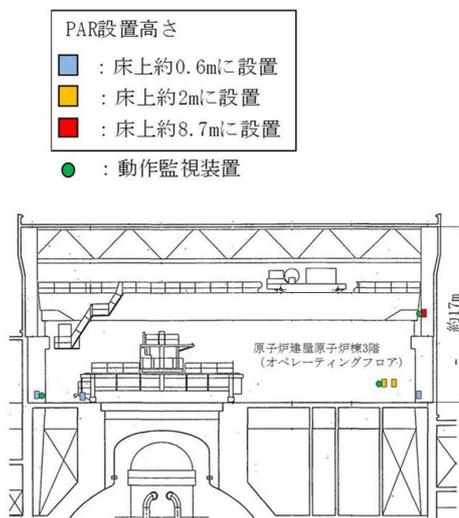
4.2 意見No.76への回答(5/7)

②PAR設置場所の設定

- ・原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ水素が漏えいした場合、水素を含むガスが高温のため、原子炉建屋原子炉棟内における水素は、原子炉建屋3階(オペレーティングフロア)に導かれる
- ・そのため、水素が最終的に滞留するオペレーティングフロアにPARを設置
- ・配置にあたっては、オペレーティングフロアでの水素の均一化、メンテナンスエリアの確保及び他設備との干渉を考慮し、オペレーティングフロアの壁近傍に水平方向及び上下方向それぞれに分散して19台を配置



設置場所を示す図面



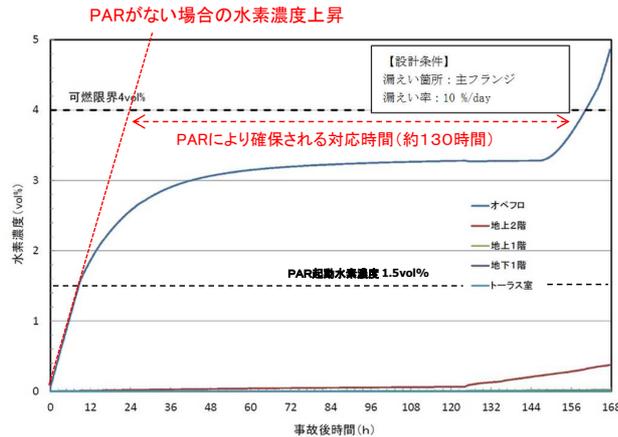
設置高さを示す図面

PAR配置図

4.2 意見No.76への回答(6/7)

③流動解析による妥当性確認【設計条件】

- ①及び②を基に、設計条件(水素発生量990kg, 原子炉格納容器漏えい率10%/day)にて原子炉建屋原子炉棟内における水素挙動を評価した結果、PARの起動により4vol%未満に抑制されることを確認
- なお、事象発生後約148時間でオペレーティングフロアの酸素が欠乏し、PARの起動酸素濃度(2.5vol%)を下回ることで処理が行われなくなり、水素濃度が上昇する結果となったが、この状態は酸素濃度が可燃限界未満であり水素燃焼は発生しない
- また、原子炉建屋内水素濃度(オペレーティングフロア)が2.3vol%に到達した場合、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する運用としており、原子炉格納容器ベントにより原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいが抑制されることから、水素濃度は可燃限界に到達しない



4.2 意見No.76への回答(7/7)

■静的触媒式水素再結合装置(PAR)の反応阻害物質に対する影響

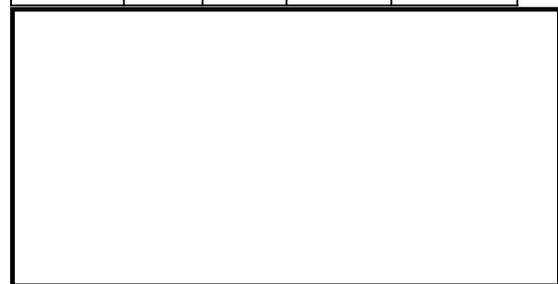
- 炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素の影響
 - よう素環境下では、よう素が存在しない状態に比較し約25%の水素処理性能の低下が確認されている
 - 重大事故等時に想定されるよう素濃度は、試験条件と比べて十分に低いが、PARの水素処理容量は、保守的に50%の性能低下を見込み、PARの設置台数を決定
- 水蒸気の影響
 - 水蒸気濃度が50vol%の環境下においても、水素処理性能を発揮していることが確認されている
 - 重大事故等時に想定される水蒸気濃度は約21vol%であり、水蒸気による性能低下の影響は考慮しない
 - 仮に多量の水蒸気が発生した場合においても、触媒には疎水性コーティングが施されており、有意な触媒の劣化は起こらない



重大事故等時に想定されるよう素濃度 約0.015 g/m³
試験条件のよう素濃度 g/m³

よう素影響確認試験結果

試験ケース	温度	圧力	水素濃度	水蒸気濃度
N8/2	30°C	3.25bar	4vol%	0vol%
N9/2	114°C	3.25bar	4vol%	50vol%



重大事故等時に想定される水蒸気濃度 約21vol%
試験条件の水蒸気濃度 50vol%

蒸気環境下確認試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4.3 意見No.77への回答(1/3)

意見No.77

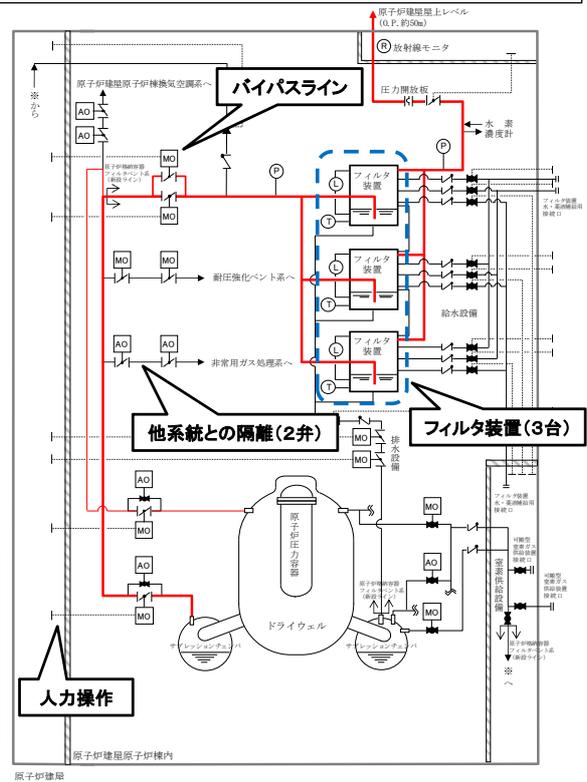
- 格納容器フィルターベント設備の性能及び運用等について説明すること。【運用については次回以降に説明】

■原子炉格納容器フィルタベント系の概要

- システムを構成する設備は、頑健な原子炉建屋に設置し、フィルタ装置は壁に固定する設計
- サブプレッションチェンバからのベントを基本とするが、長期的にも溶融炉心、水没等により悪影響を受けないよう、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、2つの排気経路を設置する設計
- ベントに必要な隔離弁は、全交流動力電源喪失時に代替電源設備より受電し、中央制御室から遠隔操作が可能な設計。さらに、全ての電源喪失を考慮し、原子炉建屋付属棟(非管理区域)から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作も可能な設計
- 他の系統と隔離する弁は、直列で二重に設置する設計
- ベント開始時の系統内での水素爆発を防止するため、待機時は系統内を窒素で不活性化する設計

フィルタ装置の主な仕様

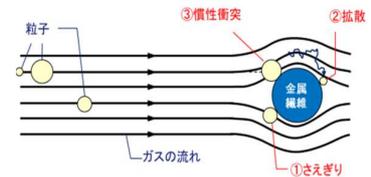
個数	1(3台で構成)
系統設計流量	約10.0kg/s (原子炉格納容器圧力427kPa[gage]において)
放射性物質除去効率	99.9%以上(粒子状放射性物質に対して) 99.8%以上(無機よう素に対して) 98%以上(有機よう素に対して)



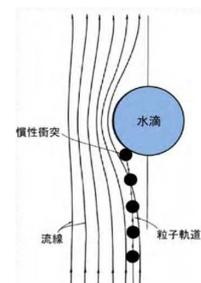
4.3 意見No.77への回答(2/3)

■放射性物質の低減

- Framatome製のフィルタ装置は、大規模試験装置により、実機使用条件を考慮した除去性能検証試験を行っており、その結果に基づきフィルタ装置を設計
- 粒子状放射性物質(CsI, TeO₂, SrO等)に対して99.9%以上、無機よう素(I₂)に対して99.8%以上、有機よう素(CH₃I)に対して98%以上を除去する性能を有する設計



金属繊維フィルタによる除去原理

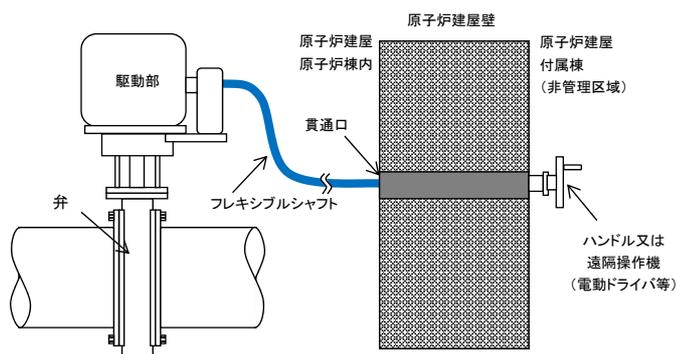


ベンチュリノズルによる除去原理

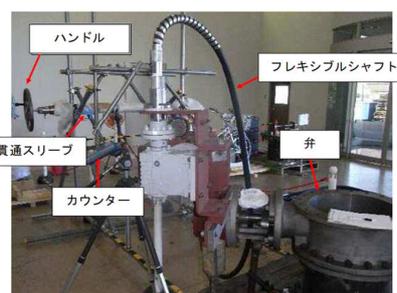
4.3 意見No.77への回答(3/3)

■隔離弁の人力操作

- ベントに必要な隔離弁は、全交流動力電源喪失時に代替電源設備より受電し、中央制御室から遠隔操作が可能な設計
- 全ての電源が喪失し、ベントに必要な隔離弁の操作が中央制御室からできない場合には、原子炉建屋付属棟（非管理区域）から遠隔手動弁操作設備を用いて人力にて隔離弁を操作が可能な設計
- フレキシブルシャフトを介した遠隔手動弁操作設備の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認
 - 人力の場合のハンドル操作時間：約54分（最大）
 - 電動ドライバを用いた場合のハンドル操作時間：約13分（最大）
- 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で隔離弁の操作ができるよう、ベントが開始される原子炉格納容器側の隔離弁の遠隔手動操作場所には、放射線防護対策として遮蔽を設置する設計



遠隔手動弁操作設備の模式図



モックアップ試験

5. 参考

参考1 先行BWRプラントとの比較(1/4)

・女川2号炉と先行BWRプラントとの主な重大事故等対処設備の比較

項目	主な重大事故等対処設備		
	柏崎刈羽6・7	東海第二	女川2
原子炉の停止対策の強化	代替制御棒挿入機能	代替制御棒挿入機能	代替制御棒挿入機能
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	代替再循環系ポンプトリップ機能	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
原子炉の減圧対策の強化	代替自動減圧機能	過渡時自動減圧機能	代替自動減圧機能
	代替直流電源設備からの給電	代替直流電源設備からの給電	代替直流電源設備からの給電
	高圧窒素ガス供給系	非常用窒素供給系	高圧窒素ガス供給系(非常用)
	— (自主対策として代替逃がし安全弁駆動装置を整備)	非常用逃がし安全弁駆動系	代替高圧窒素ガス供給系
原子炉への注水・除熱対策の強化	高圧代替注水系	高圧代替注水系	高圧代替注水系
	低圧代替注水系(常設)	低圧代替注水系(常設)	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)
	— (※1)	— (※1)	低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ) (※1)
	低圧代替注水系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)
	代替原子炉補機冷却系 (※2)	緊急用海水系 (※2)	原子炉補機代替冷却水系 (※2)
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置	原子炉格納容器フィルタベント系
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系

※1: TBP(全交流動力電源喪失+逃がし安全弁閉固着)シナリオへの対応について、柏崎刈羽6・7及び東海第二は可搬型ポンプにて行方が、女川2は事象発生直後の可搬型ポンプを用いた対応は実効性に不確かさがあることを考慮して常設の直流駆動低圧注水系ポンプを設置

※2: 東海第二は常設設備による対応、柏崎刈羽6・7及び女川2は可搬型設備による対応

参考1 先行BWRプラントとの比較(2/4)

項目	主な重大事故等対処設備		
	柏崎刈羽6・7	東海第二	女川2
使用済燃料プールへの注水対策の強化	— (※1)	常設ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン) (※1)	— (※1)
		常設ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド) (※1)	
	燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)	可搬型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)	燃料プール代替注水系(常設配管)
		可搬型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)	燃料プールのスプレイ系(常設配管)
	燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)	可搬型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)	燃料プール代替注水系(可搬型)
			燃料プールのスプレイ系(可搬型)
使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プール監視設備	
燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系	燃料プール冷却浄化系	

※1: 東海第二は常設ポンプによる対策を整備しているが、柏崎刈羽6・7及び女川2は可搬型ポンプにより対応が可能であり常設ポンプによる対策は不要

参考1 先行BWRプラントとの比較(3/4)

項目		主な重大事故等対処設備		
		柏崎刈羽6・7	東海第二	女川2
原子炉格納容器の破損防止対策の強化	原子炉格納容器破損防止対策	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)
		代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)
		格納容器下部注水系(常設)	格納容器下部注水系(常設)	原子炉格納容器下部注水系(常設) (復水移送ポンプ)
		格納容器下部注水系(可搬型)	格納容器下部注水系(可搬型)	原子炉格納容器下部注水系(可搬型)
	原子炉格納容器過圧破損防止対策	代替循環冷却系	代替循環冷却系	代替循環冷却系
		格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置	原子炉格納容器フィルタベント系
	水素爆発による原子炉格納容器破損防止対策	原子炉格納容器内不活性化	原子炉格納容器内不活性化	原子炉格納容器内不活性化
		— (自主対策として可搬型格納容器窒素供給設備を整備)	可搬型窒素供給装置	可搬型窒素ガス供給装置
		格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置	原子炉格納容器フィルタベント系
		耐圧強化ベント系 (※1)	— (※1)	— (※1)
		原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備

※1: 柏崎刈羽6・7は炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用するが、東海第二及び女川2は炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用しない

参考1 先行BWRプラントとの比較(4/4)

項目		主な重大事故等対処設備		
		柏崎刈羽6・7	東海第二	女川2
放射性物質の拡散抑制対策の導入	原子炉建屋放水設備	原子炉建屋放水設備	放水設備(大気への拡散抑制設備) 放水設備(泡消火設備)	
	汚濁防止膜	汚濁防止膜	シルトフェンス	
	放射性物質吸着材	— (自主対策として放射性物質吸着材を整備)	— (自主対策として放射性物質吸着材を整備)	
建屋等の水素爆発防止対策の導入	静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合装置	
	— (※1)	原子炉建屋ガス処理系 (※1)	— (※1)	
水源の確保	原子炉建屋内水素濃度監視設備	原子炉建屋内水素濃度監視設備	原子炉建屋内水素濃度監視設備	
	復水貯蔵槽	西側淡水貯水設備, 代替淡水貯槽	復水貯蔵タンク	
電源設備の強化	防火水槽, 淡水貯水池	西側淡水貯水設備, 代替淡水貯槽	淡水貯水槽(2基)	
	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備	
	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備	
	所内蓄電式直流電源設備	所内常設直流電源設備	所内常設蓄電式直流電源設備	
	可搬型直流電源設備	可搬型代替直流電源設備	可搬型代替直流電源設備	
	号炉間電力融通電気設備	—	— (自主対策として号炉間電力融通設備を整備)	
燃料補給設備	燃料給油設備	燃料補給設備		
計装設備の強化	主要パラメータ及び代替パラメータ	主要パラメータ及び代替パラメータ	主要パラメータ及び代替パラメータ	

※1: 東海第二は水素排出を目的として原子炉建屋ガス処理系を使用するが、柏崎刈羽6・7及び女川2は水素排出を目的として東海第二と同等設備の非常用ガス処理系を使用しない

参考2-1 重大事故等対策【炉心損傷防止対策】

□ : 重大事故等対策設備

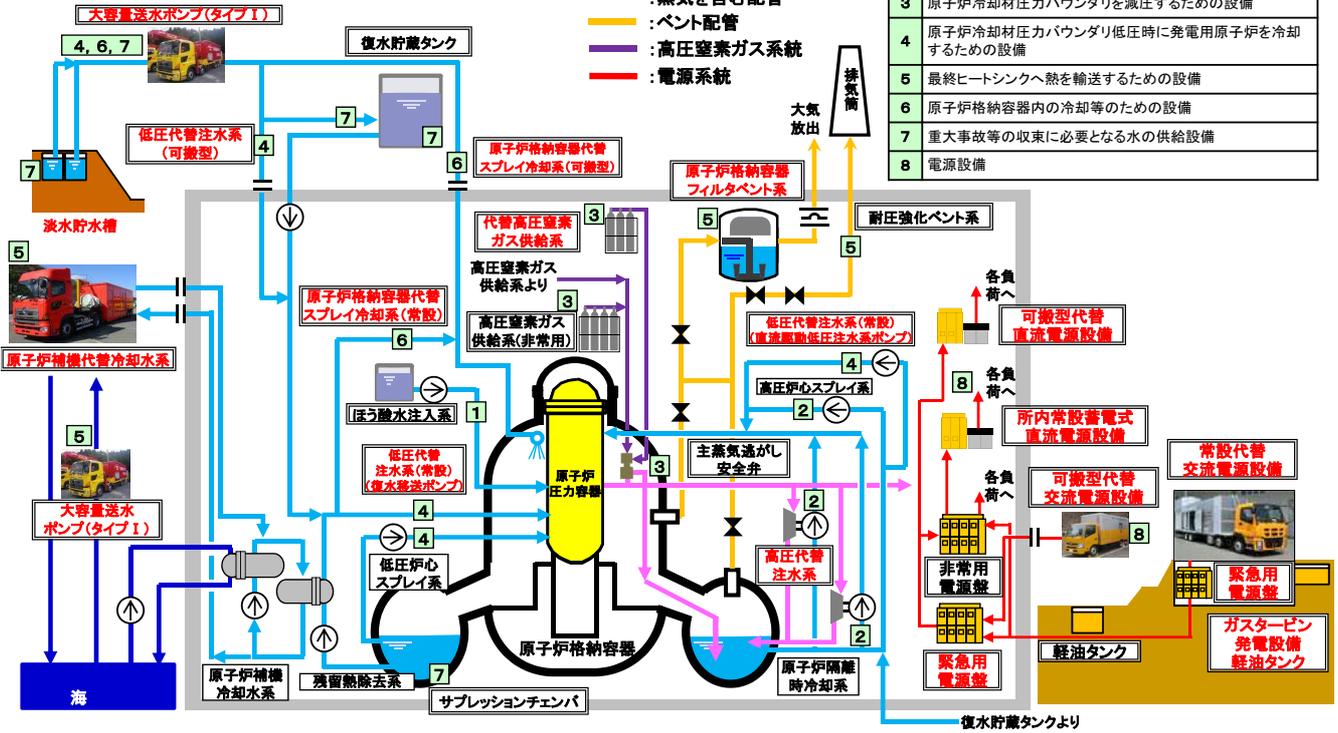
□ : 重大事故等対策設備(設計基準拡張)*

* 重大事故等時に機能を期待する既設の設計基準事故対策設備

系統・設備名称が赤字のものは、改造を含む新設設備を示す

- : 水を含む配管
- : 海水を含む配管
- : 蒸気を含む配管
- : ベント配管
- : 高圧窒素ガス系統
- : 電源系統

1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備
7	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
8	電源設備



参考2-2 重大事故等対策【格納容器破損防止対策】

□ : 重大事故等対策設備

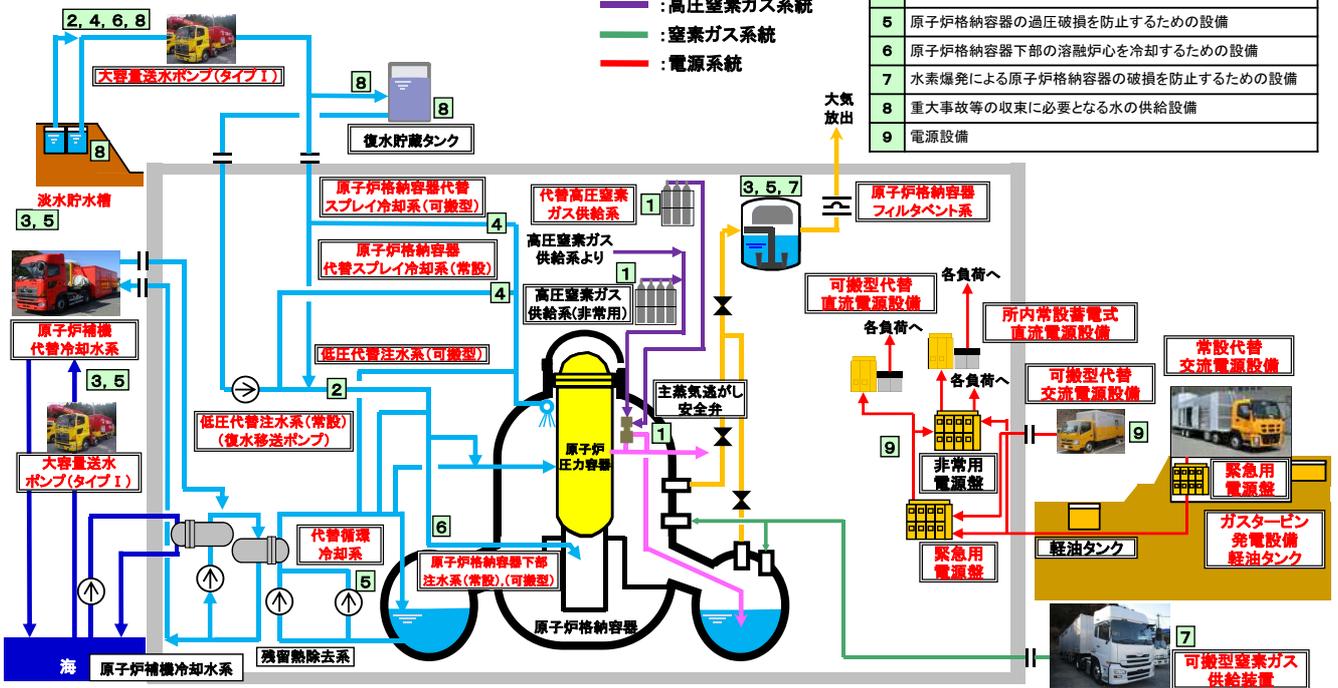
□ : 重大事故等対策設備(設計基準拡張)*

* 重大事故等時に機能を期待する既設の設計基準事故対策設備

系統・設備名称が赤字のものは、改造を含む新設設備を示す

- : 水を含む配管
- : 海水を含む配管
- : 蒸気を含む配管
- : ベント配管
- : 高圧窒素ガス系統
- : 窒素ガス系統
- : 電源系統

1	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
3	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
4	原子炉格納容器内の冷却等のための設備
5	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
6	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
7	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
8	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
9	電源設備

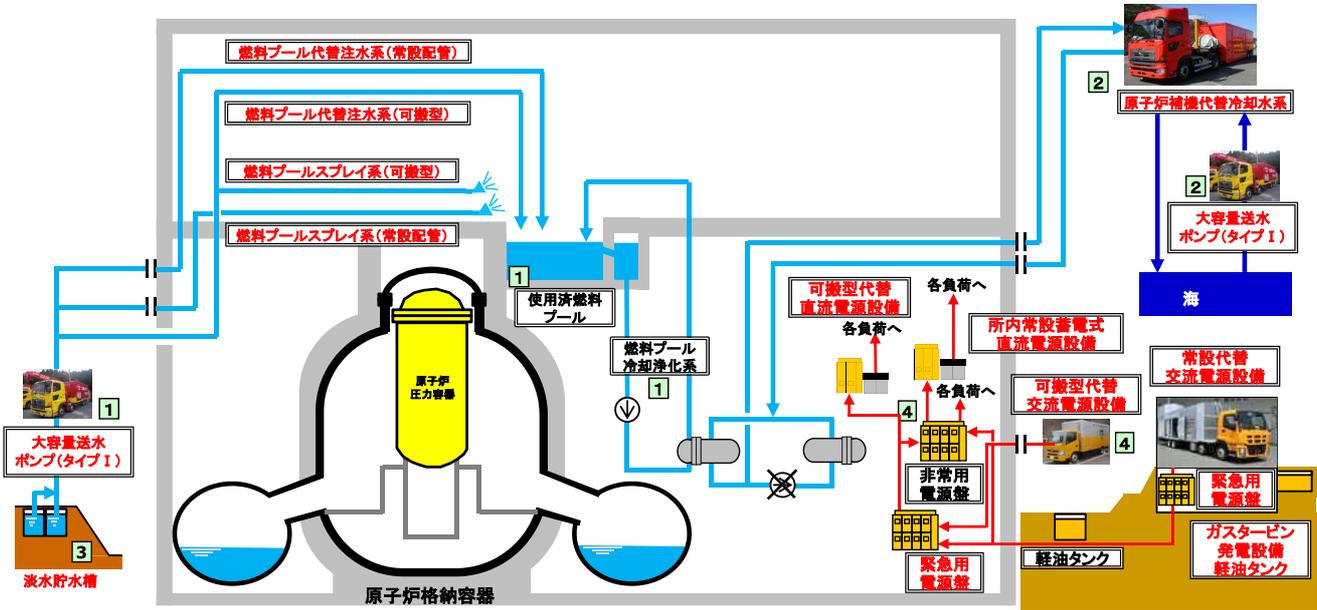


参考2-3 重大事故等対策【使用済燃料プールの燃料損傷防止対策】

: 重大事故等対策設備
 : 重大事故等対策設備(設計基準拡張)*
* 重大事故等時に機能を期待する既設の設計基準事故対策設備
系統・設備名称が赤字のものは、改造を含む新設設備を示す

— : 水を含む配管
— : 海水を含む配管
— : 電源系統

1	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
2	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
3	重大事故等の収束に必要な水の供給設備
4	電源設備

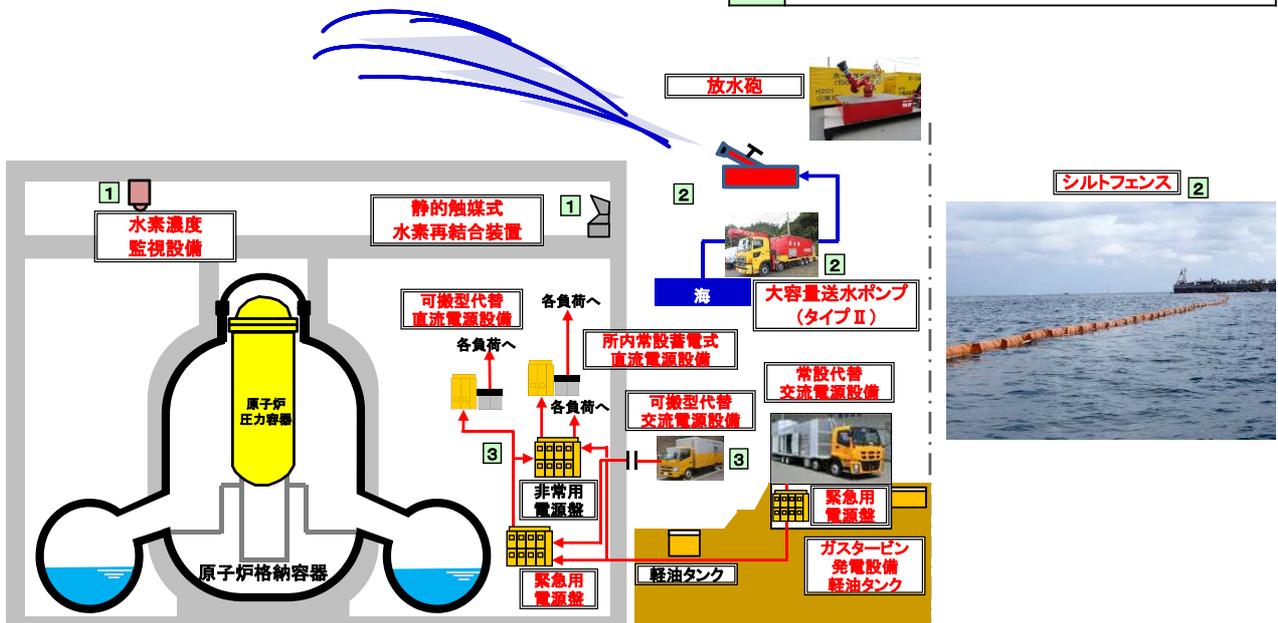


参考2-4 重大事故等対策【発電所外への放射性物質拡散抑制対策】

: 重大事故等対策設備
 : 重大事故等対策設備(設計基準拡張)*
* 重大事故等時に機能を期待する既設の設計基準事故対策設備
系統・設備名称が赤字のものは、改造を含む新設設備を示す

— : 海水を含む配管
— : 電源系統

1	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
2	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
3	電源設備



女川原子力発電所2号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 68～70

(意見番号 69～71)

新規制基準適合性審査申請

＜(5)重大事故対策について(その1)＞ (No.69～73,79,81関連)

平成27年2月10日
東北電力株式会社

All rights Reserved. Copyrights © 2015, Tohoku Electric Power Co., Inc.



目次

1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要(No.69, 71関連)
2. PRA結果(No. 69, 70, 72関連)
3. 重大事故等対策の有効性評価(No.72, 73, 79, 81関連)

本内容は、現在審査中につき、今後変更する場合があります。



1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要(1/3)

<確率論的リスク評価(PRA)とは①>

確率論的リスク評価(PRA)は、理論的に考え得るすべての事故シナリオを対象とし、異常・故障等の発生頻度、発生した事象の拡大防止または影響緩和する安全機能の喪失確率をもとに、重大事故の発生頻度(炉心損傷頻度等)を定量的に分析・評価するとともに、**重大事故発生確率と影響の大きさの積(リスク)を基に総合的な安全性を評価する手法。**

《PRAにおける想定事象》

PRAでは、炉心損傷につながる様々な事象を考える。

内的事象※：原子力発電システム内で起こる事象(機器故障等)が原因となるもの。

外的事象：原子力発電システム以外で起こる事象が原因となるもの。

自然ハザード **地震**※ **津波**※ 火山、森林火災等

人為ハザード：航空機落下、船舶の衝突等

内部ハザード：(建屋内)火災、(建屋内)溢水、重量物落下等

※ 評価手法が学会標準等により整備され適用可能な評価



1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要(2/3)

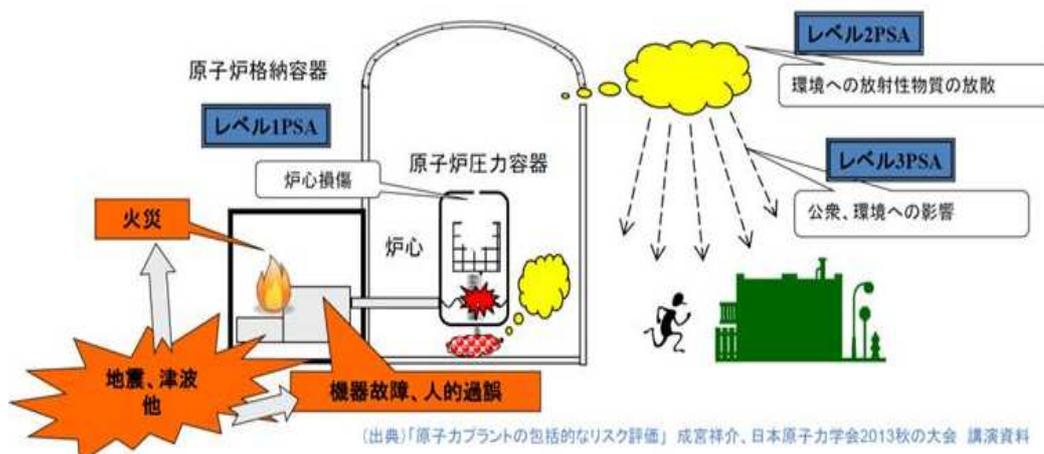
<確率論的リスク評価(PRA)とは②>

◆ PRAの評価レベル

レベル1：炉心損傷のリスク評価(炉心損傷頻度)

レベル2：格納容器破損のリスク(格納容器破損頻度)と放出放射性物質の種類・量の評価

レベル3：放出放射性物質による発電所周辺の公衆被ばく線量のリスク評価



※：適合性審査においてはレベル1.5の評価を行っている。

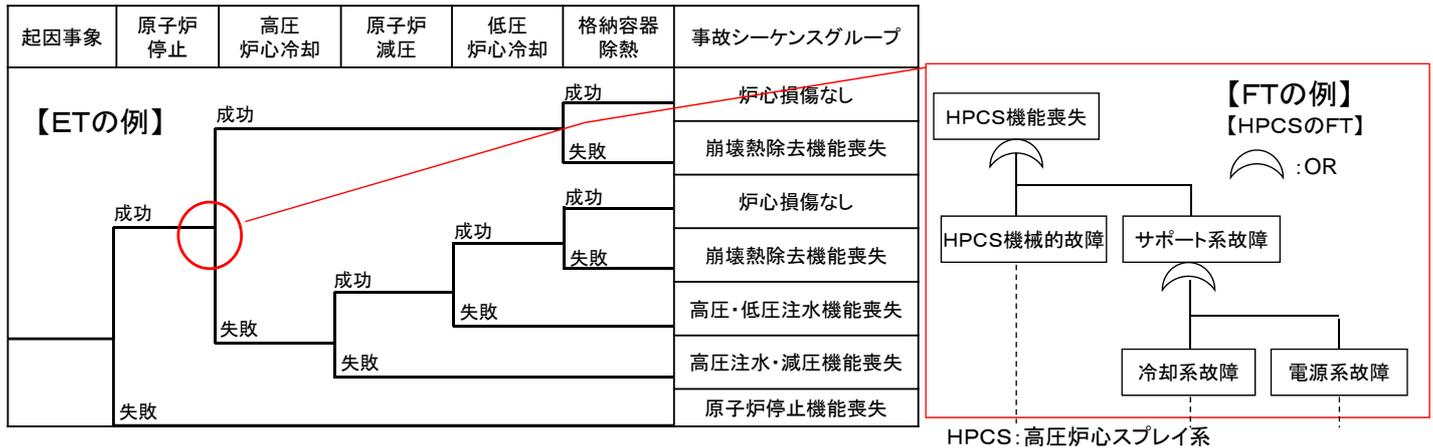
レベル1.5は格納容器破損のリスク評価までを行い、放出放射性物質の種類・量の評価は行わない。



1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要(3/3)

<PRAの手法>

- 原子力学会標準に基づき、イベントツリー(ET)やフォールトツリー(FT)を用いて事故シーケンス(事故の進展の仕方)の発生頻度を定量化し、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度を評価
 - プラントに外乱を与える事象(起因事象)ごとにETを展開し、事故シーケンスを分析
 - ETの分岐確率は、FTにより評価
 - FTは、緩和設備が機能喪失する要素(機器故障、人的過誤等)を展開し、機器故障率データや人間信頼性解析結果を用いて定量化
 - 起因事象発生頻度は国内BWR運転実績、機器故障率は国内の機器故障率を使用



2. PRA結果(1/12)

<新規制基準適合性審査におけるPRAの位置付け>

- ◆ 安全対策が有効に機能することを評価(=有効性評価)するために、その前段として、重大事故に至る可能性のある事故シーケンスグループの抽出を行う
- ◆ 規則に基づき必ず想定する事故シーケンスグループ以外に、追加すべき新たな事故シーケンスの有無を確認する

確率論的リスク評価(PRA)

内的事象

- ・運転時レベル1
- ・運転時レベル1.5
- ・停止時レベル1

外的事象

- ・地震レベル1
- ・津波レベル1

<適合性審査におけるPRAの扱い>

- PRA評価対象は、これまで自主的に実施してきたAM策、福島第一事故後の緊急安全対策等を含めず、設置許可取得済の設備
- 重大事故の発生頻度(炉心損傷頻度等)の判断基準はない
- 安全対策を含めたPRAは、今回の適合性審査の対象外

<PRAが適用できない事象の評価>

- PRAが実施可能でない外部事象(火災、溢水、積雪など)については、それらの影響を評価し、いずれも今回のPRAから得られた事故シーケンスに含まれると推定した。

有効性評価

- ・ 選定された事故シーケンスに対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価(設備面、運用面(体制・手順等)の安全対策、操作・作業に必要な時間も考慮)

有効性評価の内容

- ① 炉心損傷防止対策
- ② 原子炉格納容器破損防止対策
- ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策



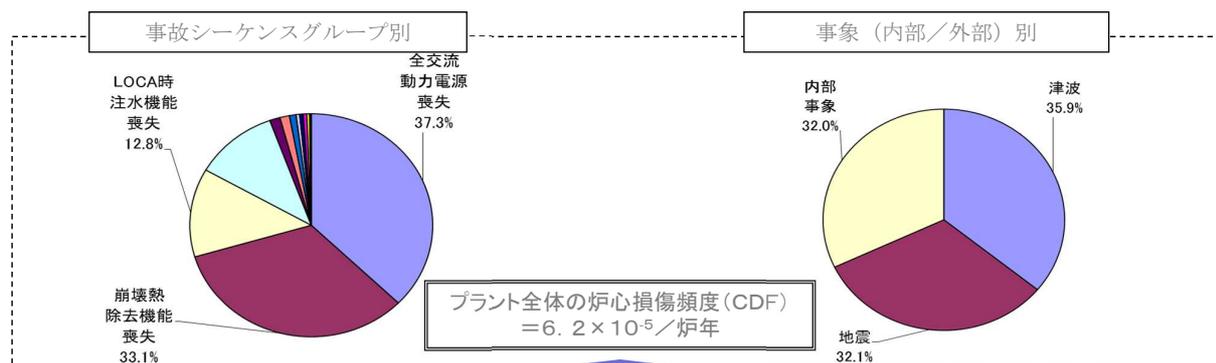
2. PRA結果(2/12)

PRA	評価結果	主な重大事故等対策
レベル1PRA	<出力運転時> ・全炉心損傷頻度: 2.0×10^{-5} / 炉年 ・「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループの寄与割合が支配的(約99.1%)	・原子炉補機代替冷却系による除熱 ・原子炉格納容器代替スプレイ系による冷却 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置による除熱
	<地震> ・全炉心損傷頻度: 2.0×10^{-5} / 炉年 ・「LOCA時注水機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループが支配的(LOCA時注水機能喪失: 約40.0%, 全交流動力電源喪失: 約39.2%)	・高圧代替注水系による注水 ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)による注水
	<津波> ・全炉心損傷頻度: 2.2×10^{-5} / 炉年 ・「全交流動力電源喪失」及び「防潮堤機能喪失」の事故シーケンスグループが支配的(全交流動力電源喪失: 約68.8%, 防潮堤機能喪失: 約31.2%)	・原子炉隔離時冷却系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) ・手動減圧 ・高圧代替注水系による注水
停止時レベル1PRA	・全炉心損傷頻度: 9.8×10^{-7} / 炉年 ・「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループの寄与割合が支配的(約94.8%)	・待機中RHR(LPCIモード)による注水
出力運転時レベル1.5PRA	・格納容器破損頻度: 2.0×10^{-5} / 炉年 ・格納容器先行破損の格納容器破損モードである「過圧破損(崩壊熱除去失敗)」の寄与割合が支配的(約100%)	・原子炉格納容器下部注水系(常設)による水張り ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による冷却 ・格納容器圧力逃がし装置による除熱

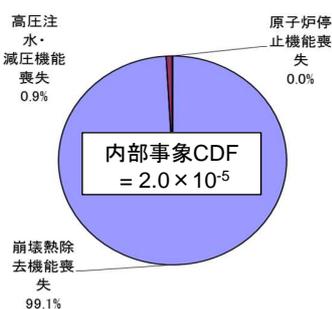


2. PRA結果(3/12)

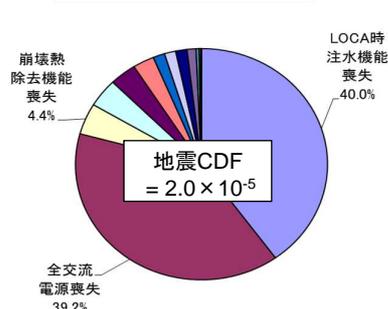
<レベル1PRA結果>



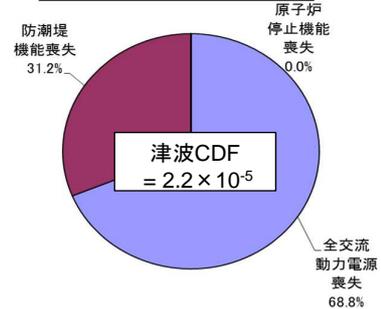
内部事象レベル1PRA



地震レベル1PRA



津波レベル1PRA



2. PRA結果(4/12)

＜選定した事故シーケンスグループ(炉心損傷に至るシナリオ)＞

◆炉心損傷に至るシナリオについては、規則の解釈で指定された、以下の事故シーケンスグループ以外のものは抽出されないことを確認した。

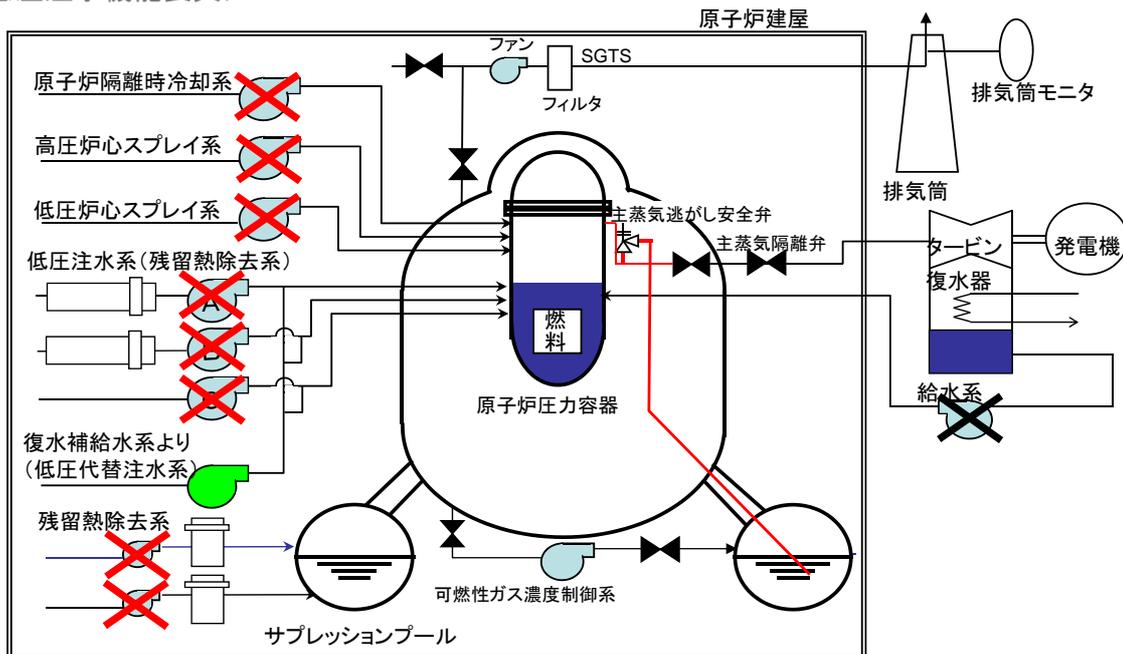
事故シーケンスグループ	概要
(1) 高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象(外部電源喪失等)発生後、 高圧注水機能と低圧注水機能が喪失し 、炉心損傷に至る事象
(2) 高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象発生後、 高圧注水機能の喪失後 、原子炉の減圧に失敗し、炉心損傷に至る事象
(3) 全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に 、非常用電源の確保に失敗し、炉心損傷に至る事象
(4) 崩壊熱除去機能喪失	原子炉の注水に成功するが、 格納容器熱除去機能が喪失し 、その後炉心損傷に至る事象
(5) 原子炉停止機能喪失	原子炉の停止機能が喪失し 、炉心損傷に至る事象
(6) LOCA時注水機能喪失	LOCA(冷却材喪失)が発生した後 、高圧注水機能と低圧注水機能が喪失し、炉心損傷に至る事象
(7) 格納容器バイパス	冷却材の格納容器外への漏えい箇所の隔離に失敗し 、漏えいの継続により炉心損傷に至る事象

 : 今回の説明において有効性評価を例示



2. PRA結果(5/12)

＜(1) 高圧・低圧注水機能喪失＞

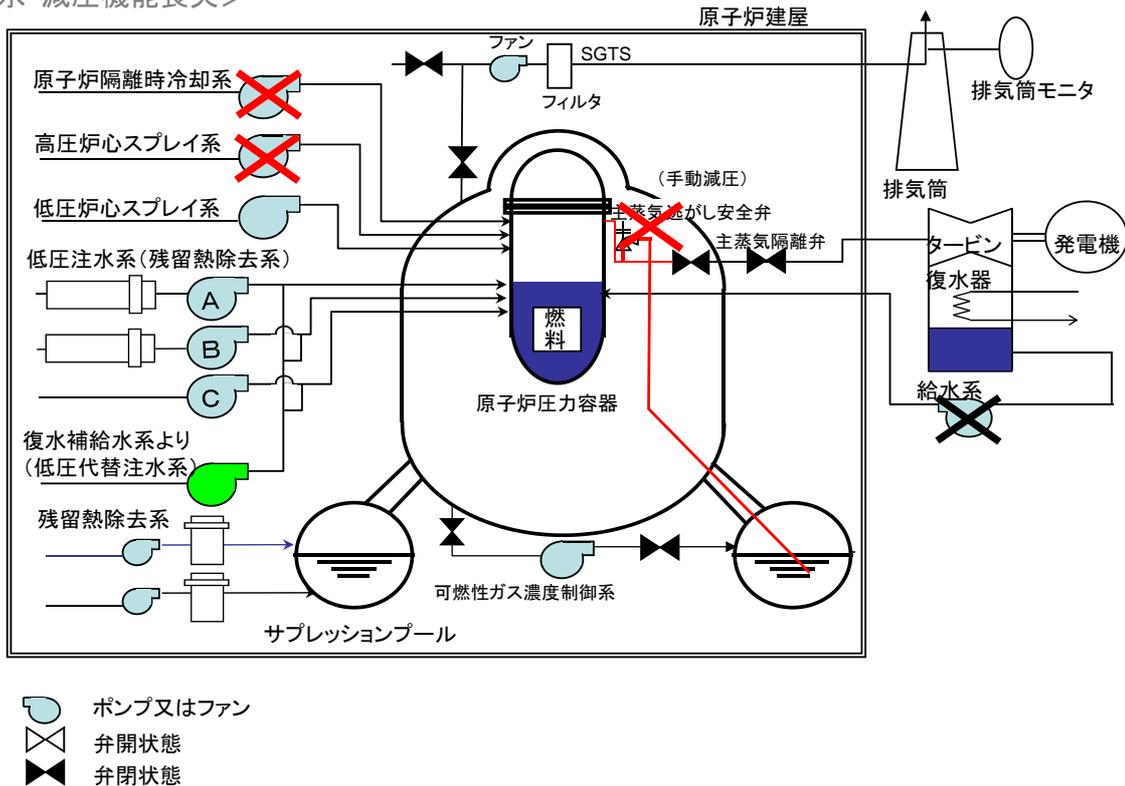


ポンプ又はファン
 弁開状態
 弁閉状態



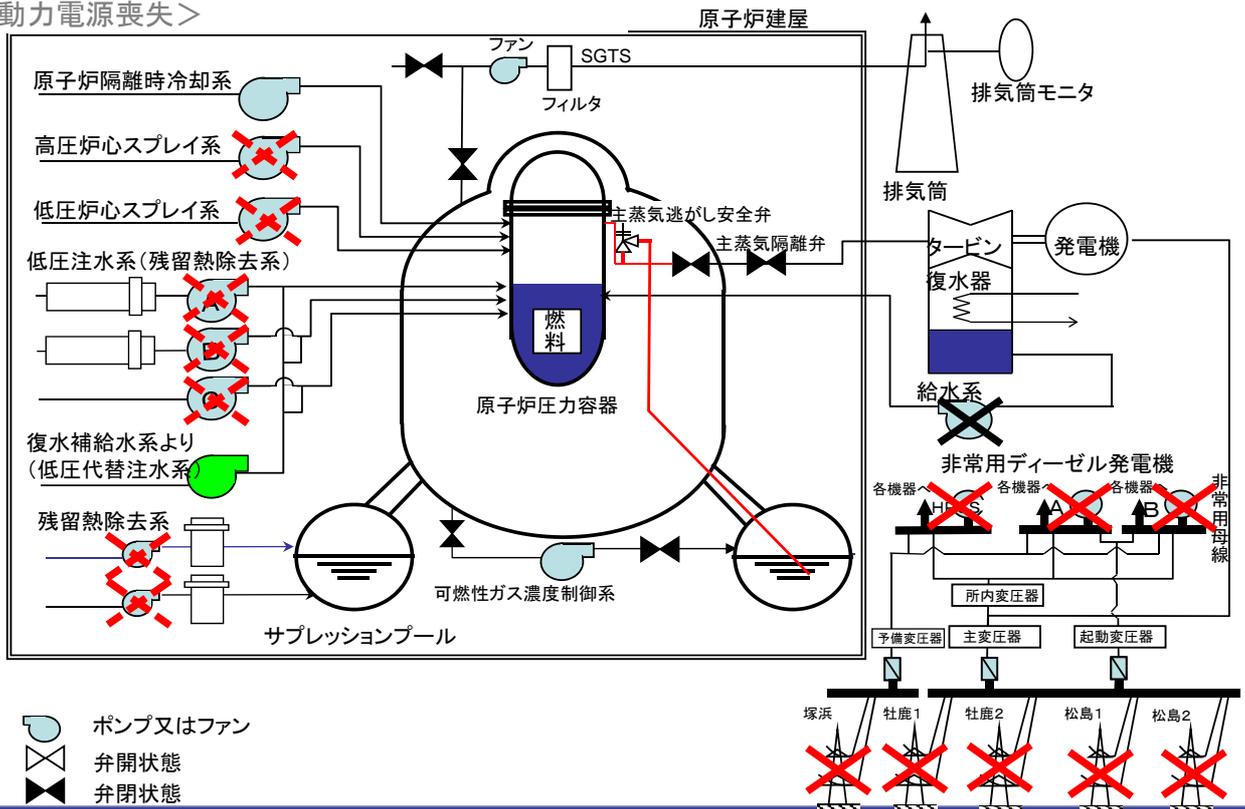
2. PRA結果(6/12)

<(2) 高圧注水・減圧機能喪失>



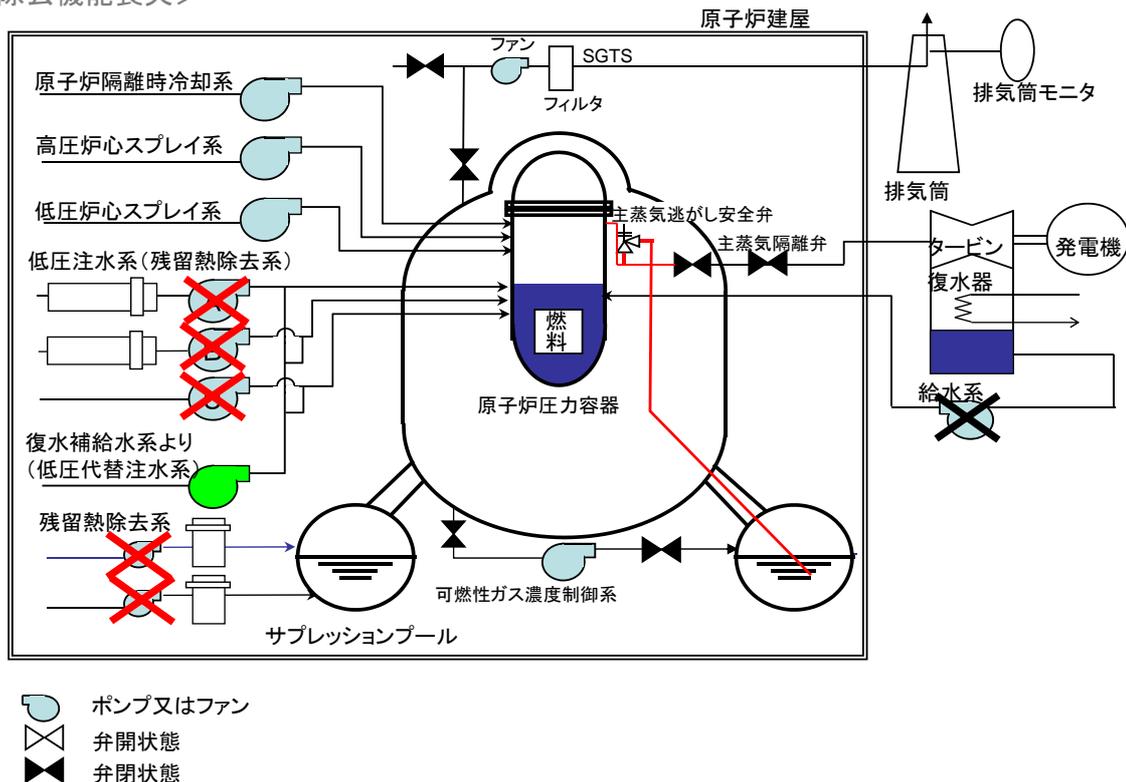
2. PRA結果(7/12)

<(3) 全交流動力電源喪失>



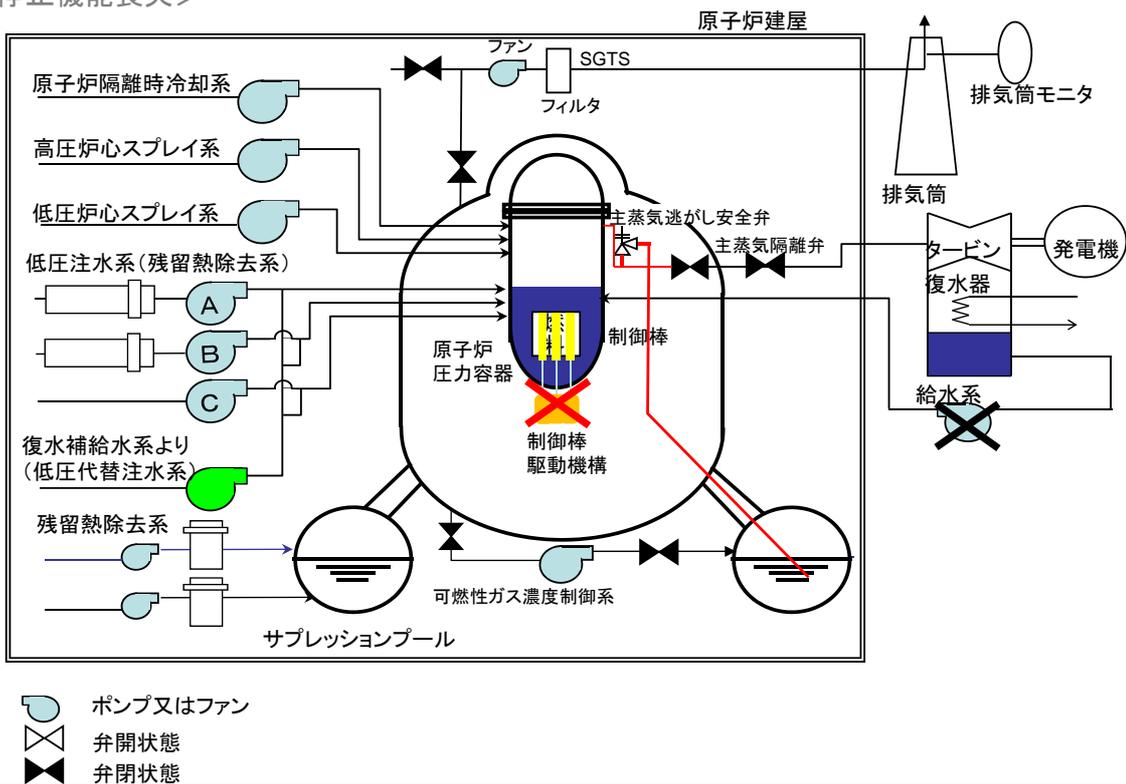
2. PRA結果(8/12)

<(4) 崩壊熱除去機能喪失>



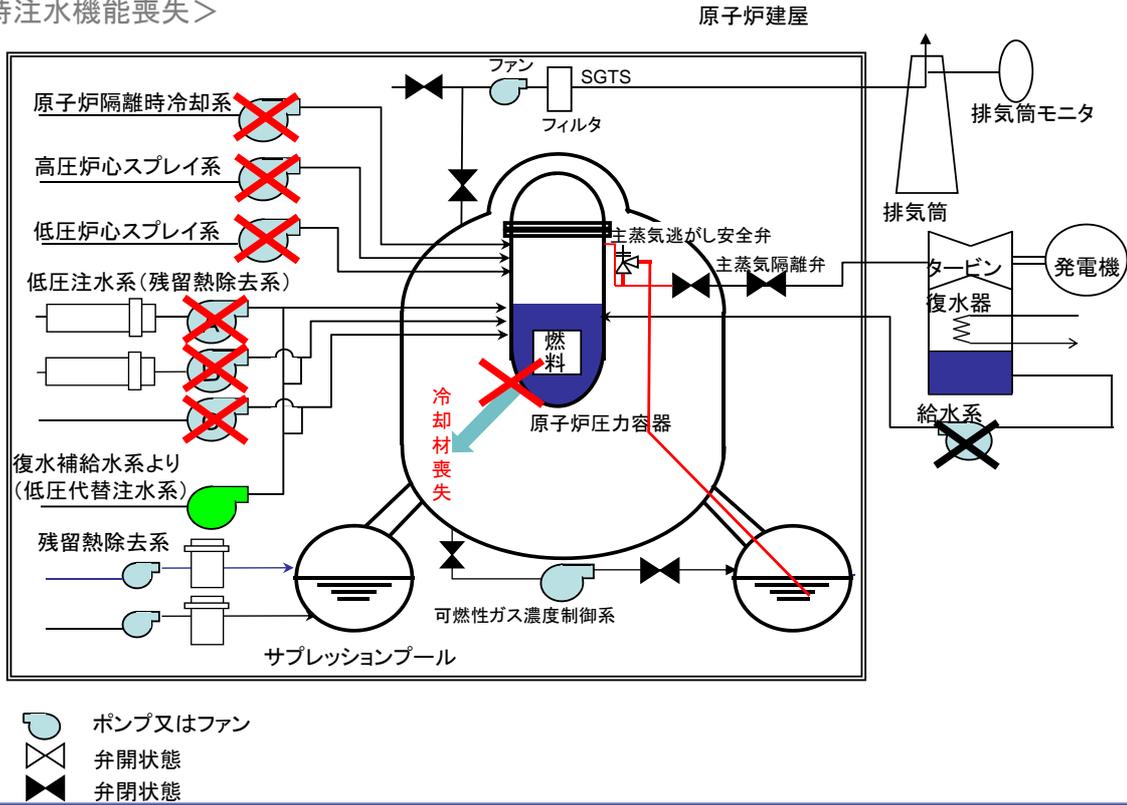
2. PRA結果(9/12)

<(5) 原子炉停止機能喪失>



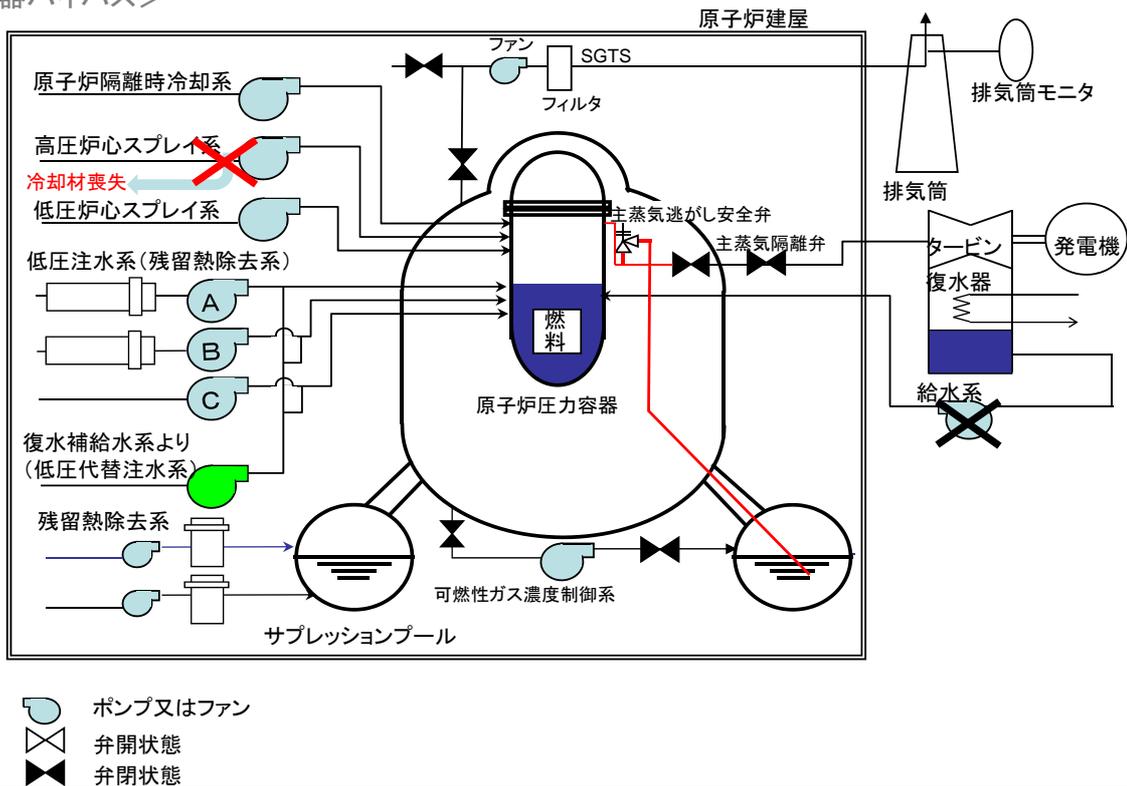
2. PRA結果(10/12)

<(6) LOCA時注水機能喪失>



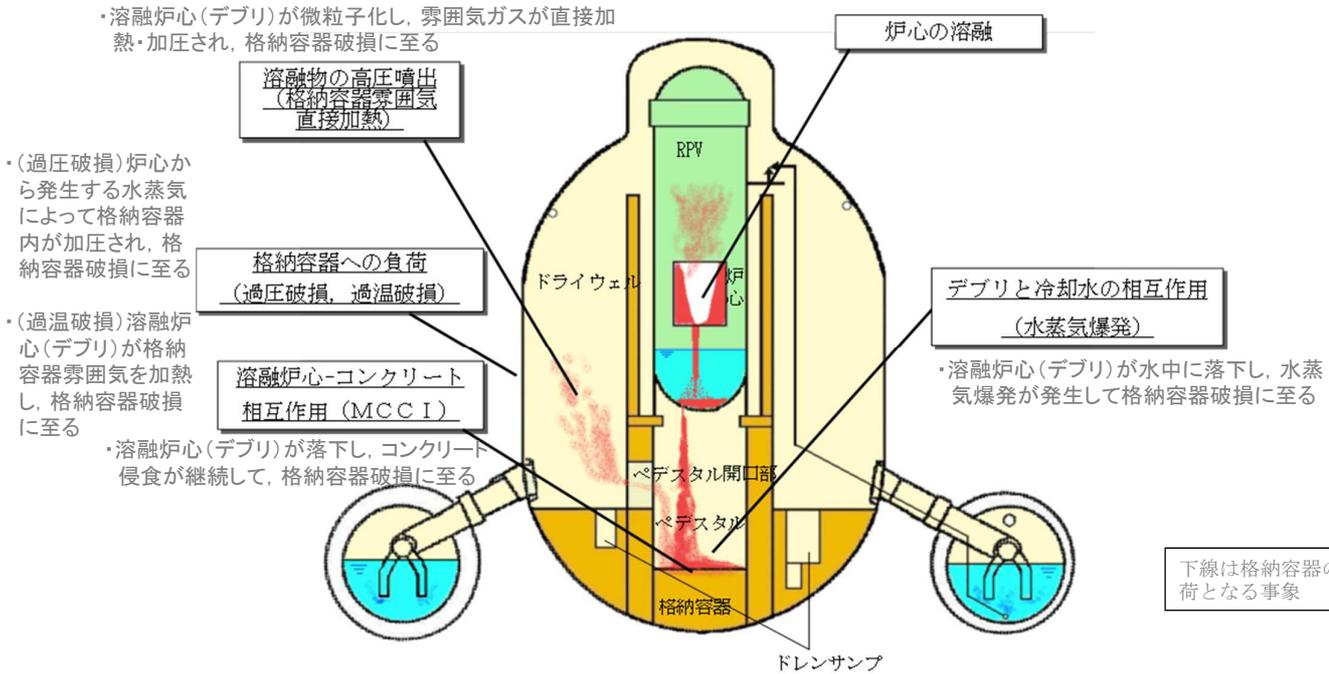
2. PRA結果(11/12)

<(7) 格納容器バイパス>



2. PRA結果(12/12)

<格納容器内で考慮すべき物理現象(格納容器破損に至り得る現象)>



3. 重大事故等対策の有効性評価(1/12)

<有効性評価とは>

PRAにより選定した事故シーケンスに対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価

【有効性評価の内容】

- ① 炉心損傷防止対策
- ② 原子炉格納容器破損防止対策
- ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策

<有効性評価における確認内容>

➤ 計算プログラムを使用した解析により判断基準(※)を満足することを確認する。

(※) 炉心損傷防止にかかる判断基準(例)

- i) 原子炉冷却材圧力が最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を下回ること。
- ii) 燃料被覆管の最高温度は1,200℃を下回ること。
- iii) 燃料被覆管の酸化量は、酸化量が著しくなる前の被覆管厚さの15%を下回ること。
- iv) 格納容器最高圧力・温度は限界圧力(0.854MPa[gage])・限界温度(200℃)を下回ること。
- vi) 敷地境界外での実効線量は5mSv以下であること。

➤ 事故時の環境、必要な作業項目および時間等を考慮しても、対応手順の成立性があることを確認する。

➤ 事故収束に必要な要員(運転員、重大事故等対策要員)および資源(水源、燃料(軽油)、電気等)が確保されていることを確認する。

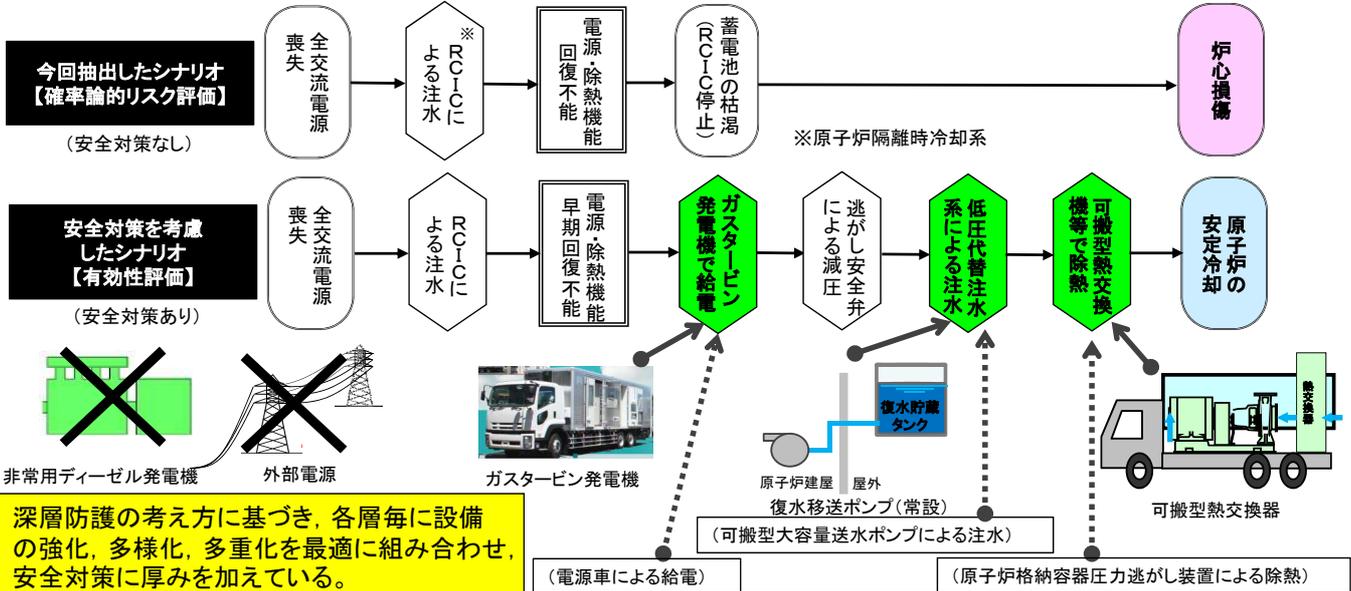


3. 重大事故等対策の有効性評価(2/12)

有効性評価(全交流動力電源喪失)①事故シナリオ

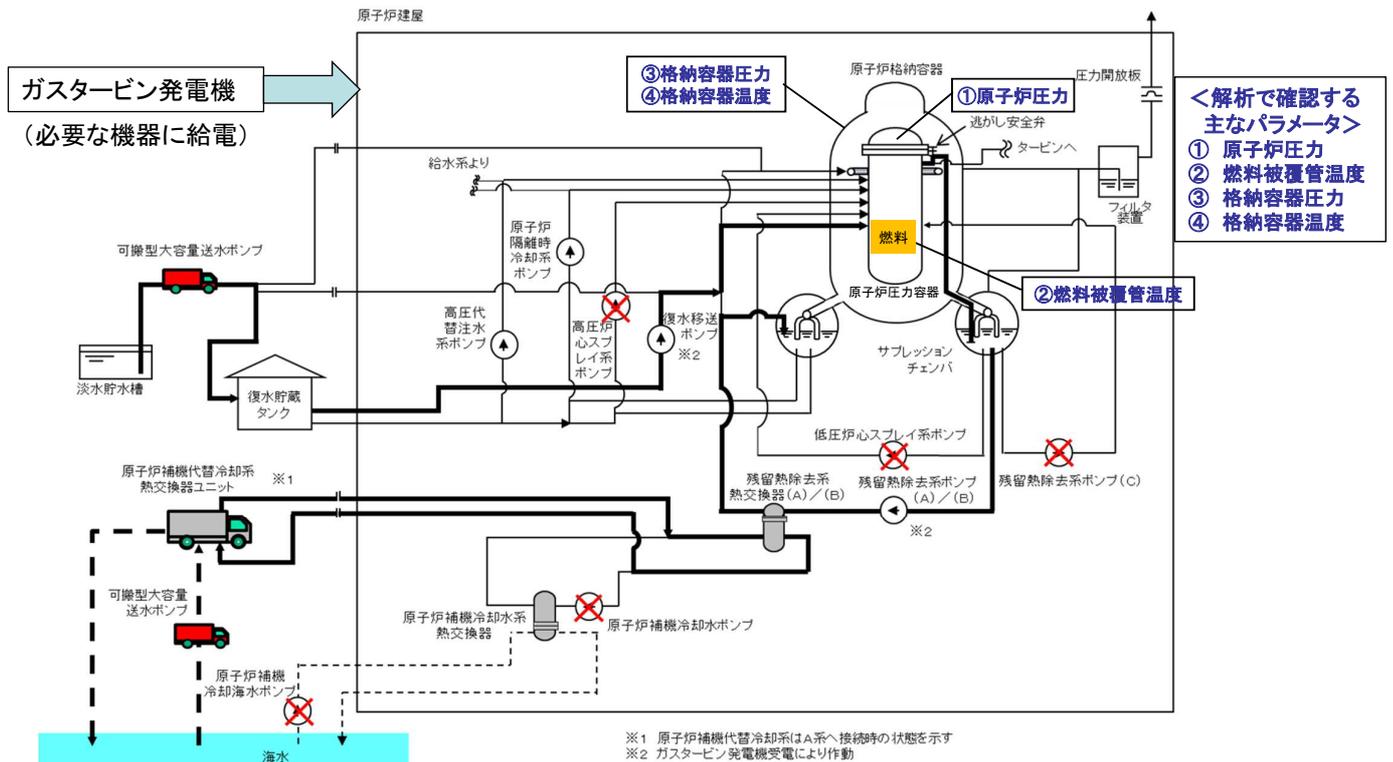
全交流動力電源喪失のシナリオに対し、「ガスタービン発電機、可搬型熱交換器、低圧代替注水系」の新たな対策を講じることにより、重大事故(炉心損傷)を回避。

○ : プラント状態 □ : 判断 ◇ : 操作 ■ : 重大事故対策 ← : 主な対策 ↖ : バックアップ対策



3. 重大事故等対策の有効性評価(3/12)

有効性評価(全交流動力電源喪失)②全交流動力電源喪失時の使用系統概要



3. 重大事故等対策の有効性評価(4/12)

有効性評価(全交流動力電源喪失)③要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39名の構成

緊急時対策本部要員 (6名)	緊急時対策本部要員	社員 【当番(指揮, 通報)】	6名
運転員 (7名)	運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名※1
重大事故等対策要員 (20名)	重大事故等対策要員	電源確保要員	7名※2
		水源確保・注水要員	13名※2
		除熱確保要員	
瓦礫撤去・燃料補給要員			
小計(発電所常駐)			27名
初期消火対応要員(協力会社要員)			6名

※1 発電課長1名は1, 2号兼任
 ※2 20名中5名は協力会社要員

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 (社員)	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	259名
合計		343名

(災害対策要員(女川町内会社宿舎入居者)の人数)

【】は他作業後移動してきた要員

2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員(発電課長, 発電副長)	-	中央制御室
3名 運A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
2名 運D, E	【高圧送電ガス確保】 ①高圧送電ガス供給系統構成	① -	原子炉建屋付員棟 原子炉建屋原子炉棟
4名 【運A, B, 運D, E】	【電源確保】 ①直流電源負荷切り離し(中央制御室) ②直流電源負荷切り離し(現場) ③ガスタービン発電機受電準備・受電	①≤1時間00分	中央制御室
		②≤8時間20分	制御建屋
		③≤24時間05分	中央制御室
1名 【運C】	【原子炉注水確保】 ①原子炉隔離時冷却系による原子炉水位制御	① -	中央制御室
3名 【運A, D, E】	【除熱確保】 ①原子炉補機代替冷却水系統構成 ②原子炉補機代替冷却系統接続後の原子炉補機冷却水系統ベント操作 ③残熱除去系サブプレッションプール水冷却モード起動	①≤9時間00分	中央制御室 原子炉建屋
		②≤17時間00分	原子炉建屋付員棟
		③≤25時間00分	中央制御室
2名 【運D, E】	【復水貯蔵タンク水源確保】 ①復水貯蔵タンク水源切替	①≤24時間00分	屋外
2名 【運B, C】	【代替注水確保】 ①低圧代替注水系(常設)注水系統構成・起動 ②逃がし安全弁2弁による原子炉減圧実施 ③低圧代替注水系(常設)による原子炉水位制御	①≤24時間10分	中央制御室
		②≤24時間15分	
		③ -	
7名			

【】は他作業後移動してきた要員

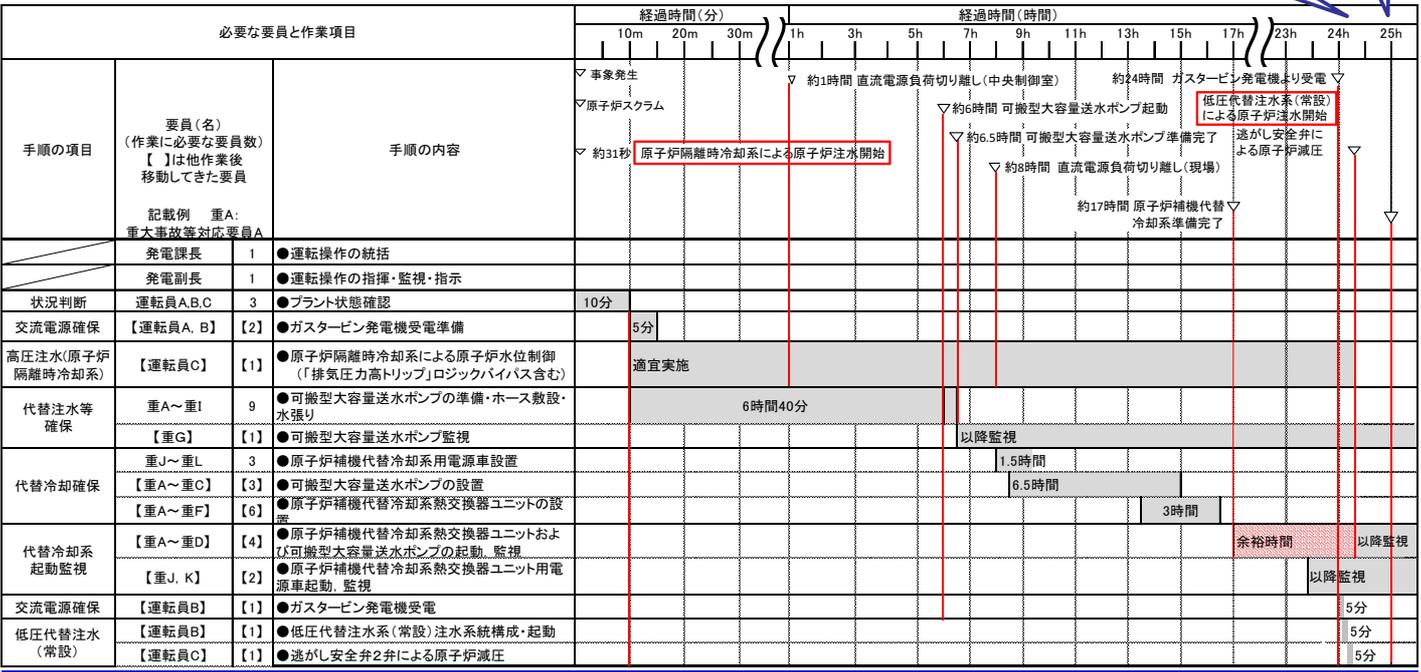
重大事故等対策要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重A~重I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動, 接続, 起動	≤8時間00分	屋外
6名 【重A~重F】	【原子炉補機代替冷却系統準備】 原子炉補機代替冷却系の移動, 接続, 起動	≤24時間00分	屋外
3名 重J~重L	【原子炉補機代替冷却系電源車接続】 電源車移動, 起動操作	≤24時間00分	屋外
4名 重M~重P	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
16名			

※3 電源確保要員の残り4名は, ガスタービン発電機のバックアップ電源としての電源車による給電準備等に従事。

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが, 夜間や休日においても, 発電所に常駐している要員により, 初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

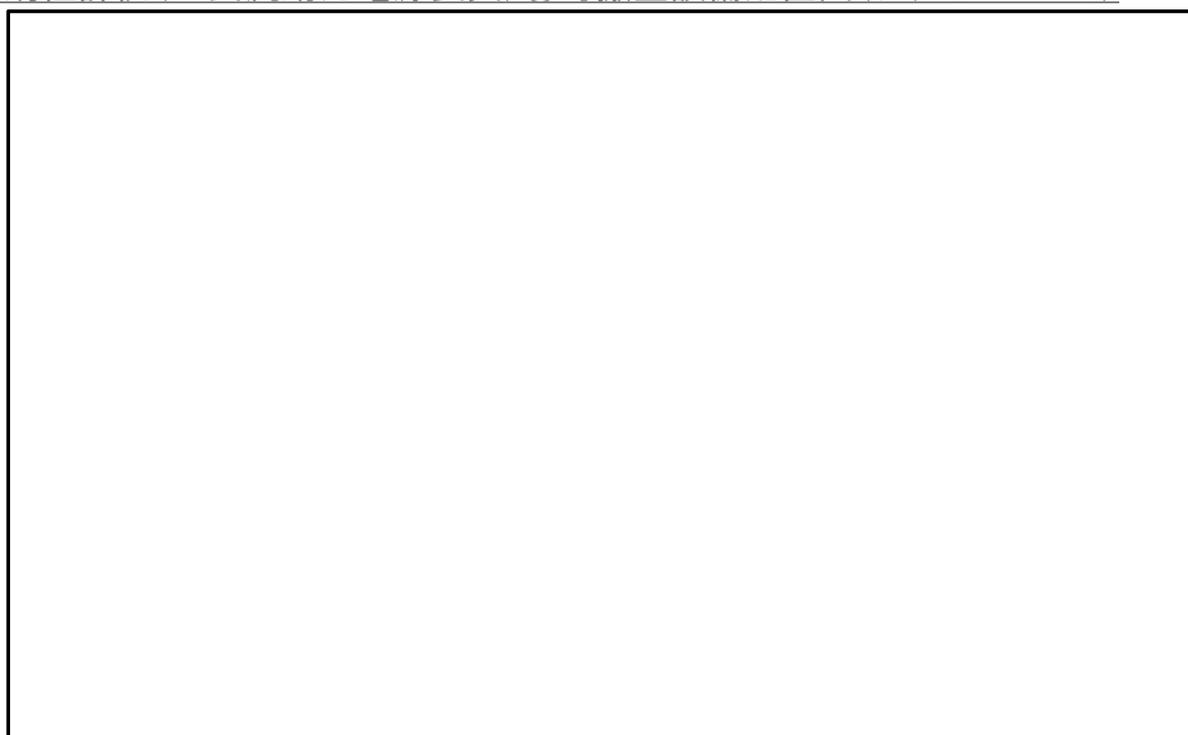
3. 重大事故等対策の有効性評価(5/12)

有効性評価(全交流動力電源喪失)④必要な作業と所要時間



3. 重大事故等対策の有効性評価(6/12)

有効性評価(全交流動力電源喪失)⑤可搬型設備配置図(アクセスルート)



3. 重大事故等対策の有効性評価(7/12)

有効性評価(全交流動力電源喪失)⑥必要な要員及び資源

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策に備え発電所に常駐している要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

表2 必要な資源と所内備蓄量

表1 必要な要員
及び常駐要員

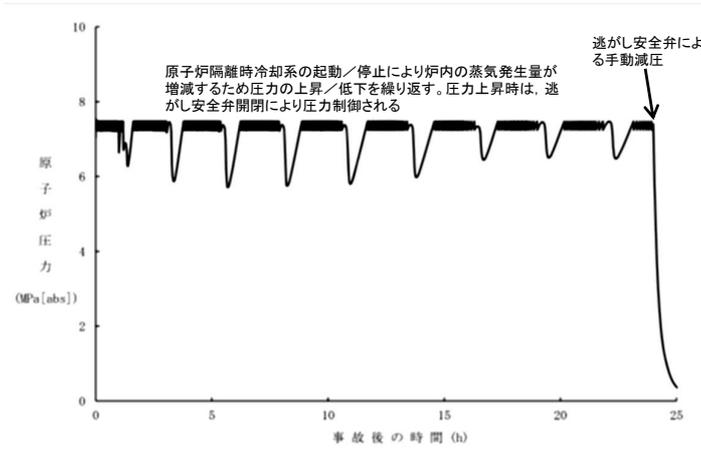
必要な要員	常駐要員
33名	33名 (39名のうち初期消火要員6名を除く)

項目	使用先と合計使用量(7日間)	備蓄量
水源	①原子炉隔離時冷却系 ②低圧代替注水系(常設) ③可搬型大容量送水ポンプ	・復水貯蔵タンク:約1,192m ³ ・淡水貯水槽:約5,000m ³ ×2基
	合計:約2,607m ³	合計:約11,192m ³
燃料(軽油)	①ガスタービン発電機(2台) ②可搬型大容量送水ポンプ(2台) ③電源車(1台)	・軽油タンク(2基) ・燃料デイトンク(3基) ・地下軽油タンク(3基)
	合計:約341.9kL	合計:約841.2kL
電源負荷	①残留熱除去系ポンプ ②復水移送ポンプ ③中央制御室送風機・排風機 等	・ガスタービン発電機
	合計:約3,378kW	給電容量:7,200kW



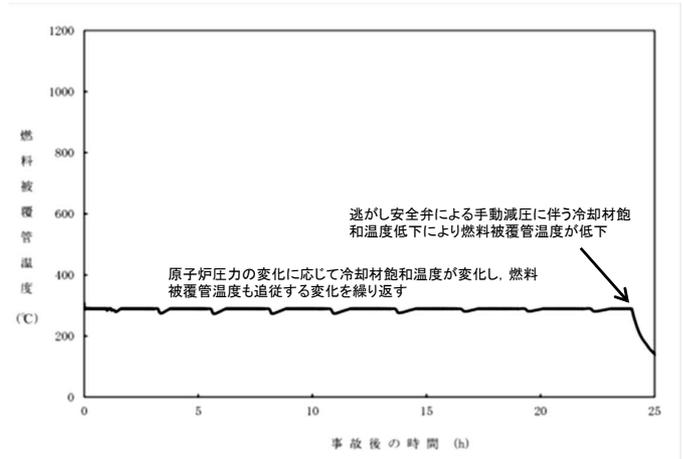
3. 重大事故等対策の有効性評価(8/12)

有効性評価(全交流動力電源喪失)⑦-1 解析結果(原子炉圧力・燃料被覆管温度)



原子炉圧力の推移

- 原子炉圧力は7.45MPa[gage]に抑えられており、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても、判断基準(10.34MPa[gage])を満足する。



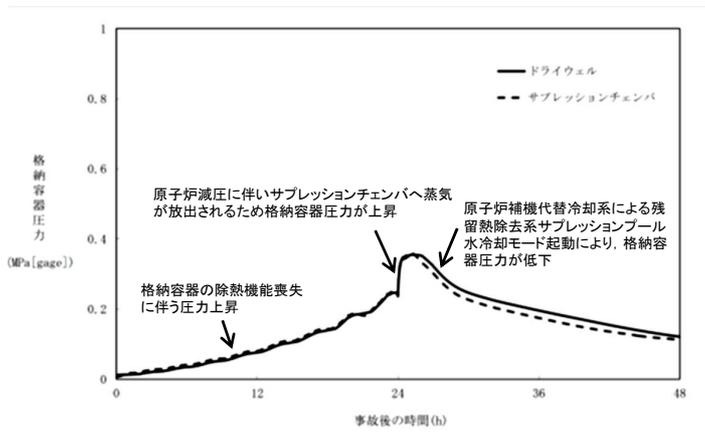
燃料被覆管温度の推移

- 燃料被覆管温度は初期値を上回ることなく、判断基準(1,200°C)を満足する。



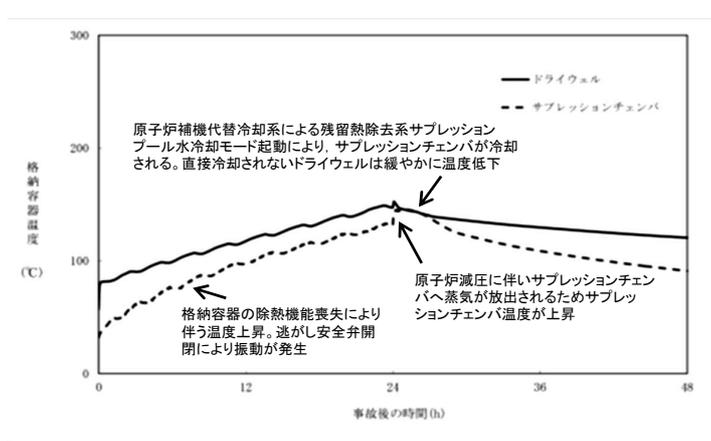
3. 重大事故等対策の有効性評価(9/12)

有効性評価(全交流動力電源喪失)⑦-2 解析結果(格納容器圧力・温度)



格納容器圧力の推移

- 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最大でも約0.362MPa[gage]に抑えられ、判断基準(0.854MPa[gage])を満足する。



格納容器気相部温度の推移

- 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は最大でも約153°Cに抑えられ、判断基準(200°C)を満足する。



3. 重大事故等対策の有効性評価(10/12)

<有効性評価のまとめ①> 評価対象事故シーケンス(炉心損傷防止対策) 選定した事故シナリオに対し、判断基準を満足することを確認した。

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要 ():判断基準値
高圧・低圧注水機能喪失		全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置	・燃料被覆管最高温度(°C) 〔原子炉停止機能喪失〕約961 (1,200以下)
高圧注水・減圧機能喪失		全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +原子炉減圧機能喪失	・代替自動減圧機能	・燃料被覆管の酸化量(%) 〔原子炉停止機能喪失〕1以下 (15以下)
全交流動力電源喪失		外部電源喪失+非常用D/G等機能喪失	・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系(常設) ・原子炉補機代替冷却系 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備	・原子炉圧力(MPa[gage]) 〔原子炉停止機能喪失〕約9.42 (10.34以下)
崩壊熱 除去機能喪失	取水機能 喪失時	全給水喪失 +RCW/RSW機能喪失(取水機能喪失)	・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系(常設) ・原子炉補機代替冷却系 ・常設代替交流電源設備	・格納容器最高圧力(MPa[gage]) 〔LOCA時注水機能喪失〕約0.427 (0.854以下)
	残留熱除去系 故障時	全給水喪失 +RHR機能喪失	・原子炉隔離時冷却系 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置	
原子炉停止機能喪失		主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗	・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系 ・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動 阻止機能 ・原子炉隔離時冷却系	・格納容器最高温度(°C) 〔崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障時)]約154 (200以下)
LOCA時 注水機能喪失	中小破断 LOCA時	小破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +原子炉自動減圧機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備	・敷地境界外での実効線量(mSv) 〔LOCA時注水機能喪失〕約1.2 (5以下)
格納容器バイパス		弁閉試験時のHPCS配管のIS-LOCA	・原子炉隔離時冷却系	



3. 重大事故等対策の有効性評価(11/12)

<有効性評価のまとめ②> 評価対象事故シーケンス(格納容器破損防止対策)

格納容器破損モード	評価事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要 ():判断基準値
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	大破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	・低圧代替注水系(常設) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備	・格納容器最高圧力(MPa[gage]) 約0.854にてベント実施 (0.854) ・格納容器最高温度(°C) 約187(200以下) ・Cs-137総放出量(TBq) 約 2.6×10^{-9} (100以下)
高圧溶融物放出 /格納容器雰囲気直接加熱	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	(主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧)	・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力 (MPa[gage]) 約0.5(2.0以下)
原子炉圧力容器外の溶融燃料 -冷却材相互作用	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	-	・溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する 際の圧力上昇は、原子炉格納容器の健全性 に影響を与えない。
水素燃焼	大破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	(窒素置換による原子炉格納容器の不活 性化)	・格納容器内の酸素濃度(vol%) 約3.7(5以下)
格納容器直接接触 (シェルアタック)	(原子炉圧力容器から落下した溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造)		
溶融炉心・コンクリート相互作用	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	・原子炉格納容器下部注水系(常設) ・常設代替交流電源設備	・溶融炉心による侵食により原子炉格納容器の 構造部材の支持機能が喪失しない。



3. 重大事故等対策の有効性評価(12/12)

<有効性評価のまとめ③>評価対象事故シーケンス(使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策)

想定事故	評価事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要
想定事故1	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失	・燃料プール代替注水系	・水位低下が厳しい【想定事故2】においても、通常運転水位から約0.5m低下することとなり、燃料は露出することなく、放射線の遮へいの維持は確保される。
想定事故2	SFP冷却系及び補給水系の故障 +サイフォン現象(燃料プール冷却浄化系配管全周破断)による漏えい	・燃料プール代替注水系 ・サイフォンブレイク孔	

<有効性評価のまとめ④>評価対象事故シーケンス(運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策)

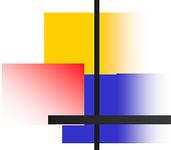
事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要
崩壊熱除去機能喪失	運転中RHR機能喪失	・待機中RHR(LPCIモード)	・水位低下が厳しい【崩壊熱除去機能喪失】においても、燃料有効長頂部の約4.2m上まで低下することとなり、燃料は露出することなく、放射線の遮へいの維持は確保される。
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 +RCW/RSW機能喪失	・低圧代替注水系(常設) ・原子炉補機代替冷却系 ・常設代替交流電源設備	
原子炉冷却材の流出	RHRミニマムフロー弁の閉失敗に伴う原子炉冷却材の流出	・待機中RHR(LPCIモード)	
反応度の誤投入	制御棒の誤引抜	—	・燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界であり、スクラム後は未臨界が確保される。 ・燃料は露出することなく冷却可能



[付録] 略語集

略語	名称
SGTS	非常用ガス処理系
HPCS	高圧炉心スプレイ系
LPCS	低圧炉心スプレイ系
LPCI	低圧注水系
RCIC	原子炉隔離時冷却系
RCW	原子炉補機冷却水系
RSW	原子炉補機冷却海水系
RHR	残留熱除去系
LOCA	原子炉冷却材喪失
IS-LOCA	インターフェイスシステム冷却材喪失
SFP	使用済燃料プール



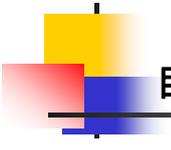


新規制基準適合性審査申請
重大事故等対処施設
＜(8)重大事故対策＞
- 炉心損傷防止(津波PRA)
(No.69,70,71,72,81関連)

平成30年6月15日
東北電力株式会社

枠囲いの内容は、商業機密または防護上の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2018, Tohoku Electric Power Co., Inc.



目次

1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要
2. 津波レベル1PRA
3. 事故シーケンスの選定
4. 防潮堤を越える津波への対策
5. 適合性審査状況
6. 参考資料

1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要

1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要

(1) 新規制基準適合性審査におけるPRAの位置付け

- 安全対策が有効に機能することを評価(=有効性評価)するために、その前段として、重大事故に至る可能性のある事故シーケンスグループを抽出
- 規則に基づき必ず想定する事故シーケンスグループ以外に、追加すべき新たな事故シーケンスの有無を確認

確率論的リスク評価(PRA)^{※1}

内部事象

- ・運転時レベル1
- ・運転時レベル1.5
- ・停止時レベル1

外部事象

- ・地震レベル1
- ・津波レベル1

<適合性審査におけるPRAの扱い>

- PRAの目的が、重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シーケンスを選定することであるため、これまで自主的に実施してきたアクシデントマネジメント対策や福島第一事故後の緊急安全対策等を含めていない。また、そのため、重大事故の発生頻度(炉心損傷頻度等)は判断基準とはしていない。
- 安全対策を含めたPRAは、今回の適合性審査の対象外

有効性評価

- ・ 選定された事故シーケンスに対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価

(設備面、運用面(体制・手順等)の安全対策、操作・作業に必要な時間も考慮)

有効性評価の内容^{※2}

- ① 炉心損傷防止対策
- ② 原子炉格納容器破損防止対策
- ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策

※2 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈

※1 レベル1 : 炉心損傷のリスク評価(炉心損傷頻度)
レベル1.5 : 格納容器破損のリスク評価(格納容器破損頻度)

1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要

(2) PRAとは(1/2)

確率論的リスク評価(PRA: Probabilistic Risk Assessment)とは、理論的に考え得るすべての事故シナリオを対象とし、異常・故障等の発生頻度、発生した事象の拡大防止または影響緩和する安全機能の喪失確率をもとに、重大事故の発生頻度(炉心損傷頻度等)を定量的に分析・評価するとともに、重大事故発生確率と影響の大きさの積(リスク)を基に総合的な安全性を評価する手法

■PRAにおける想定事象

内的事象：原子力発電所の機器の故障またはヒューマンエラー等の内部の原因によって起こる事象

外的事象：原子力発電所の外部で発生する地震、津波等によって起こる事象

- 自然ハザード：地震、津波、火山、森林火災等
- 人為ハザード：航空機落下、船舶の衝突等
- 内部ハザード：(建屋内)火災、(建屋内)溢水、重量物落下等

※ □ 評価手法が学会標準等により整備され適用可能な評価

1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要

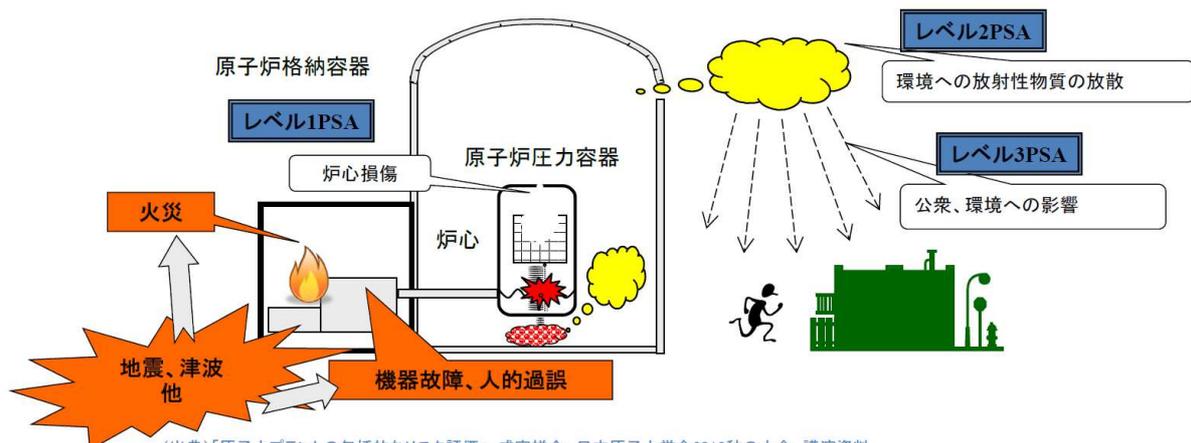
(2) PRAとは(2/2)

■PRAの評価レベルによる分類

- レベル1PRA：炉心損傷頻度の評価までを行うリスク評価
- レベル2PRA：環境へ多量の放射性物質を放出する事故シーケンスの発生頻度(格納容器破損頻度)および放出放射性物質の種類・量の評価までを行うリスク評価
- レベル3PRA：レベル2PRAで得られた発生頻度と放出放射性物質の種類・量をもとに、公衆のリスクの評価まで行うリスク評価

■新規規制基準適合性審査におけるPRAの評価レベル

- 炉心損傷頻度および格納容器破損頻度のリスク評価までを行い、放出放射性物質の種類・量の評価は行っていない(レベル1.5PRA)



(出典)「原子カプラントの包括的なリスク評価」成宮祥介、日本原子力学会2013秋の大会 講演資料

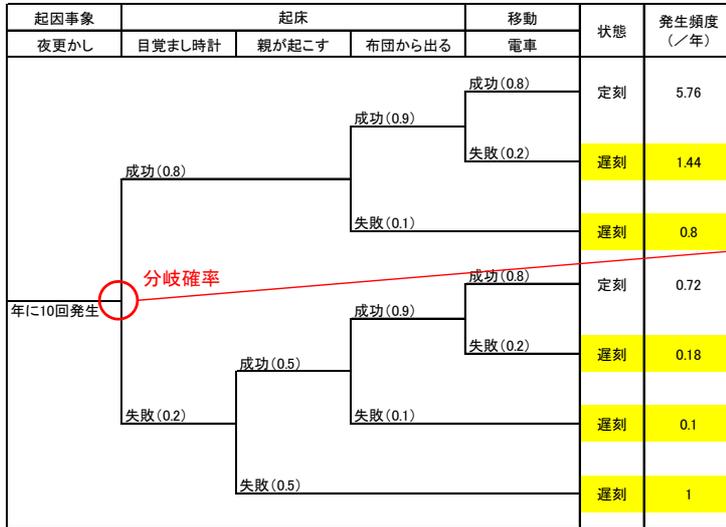
1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要

(3) PRAの手法(1/3)

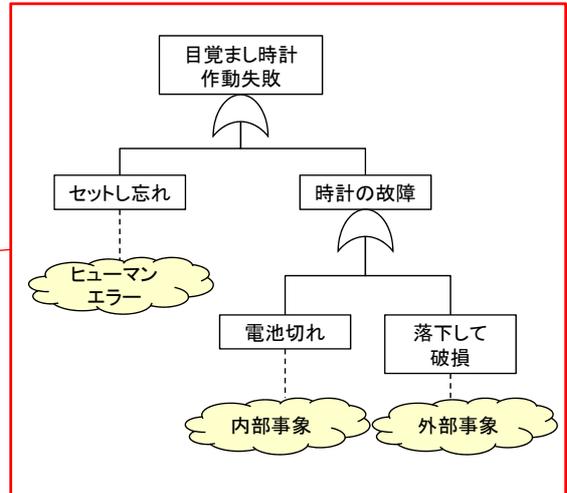
■PRAの手法の概要

- ▶ イベントツリーやフォールトツリーを用いて特定の事象が発生する頻度を評価
 - 外乱を与える事象(起因事象)ごとにイベントツリーを展開し、起因事象の発生から特定の事象に至るまでのシナリオを評価
 - イベントツリーの分岐確率は、フォールトツリーにより評価

<イベントツリーのイメージ(遅刻するシーケンス)>



<フォールトツリーのイメージ(目覚まし時計)>



遅刻する代表的なシーケンスを選定し、遅刻防止対策(携帯アラーム、自動車など)の有効性評価を行う

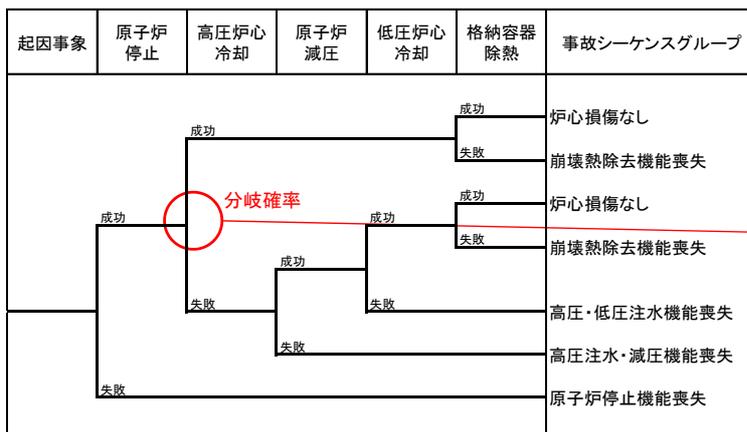
1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要

(3) PRAの手法(2/3)

■PRAの手法の概要

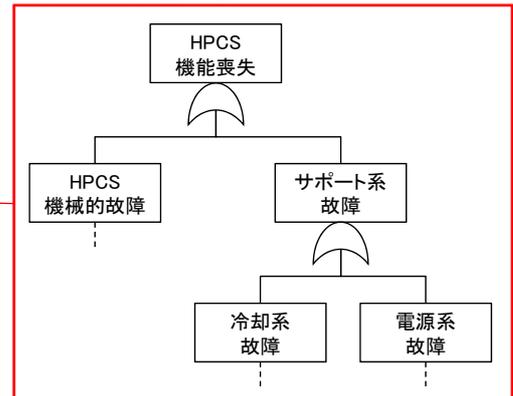
- ▶ 原子力学会標準に基づき、イベントツリー(ET)やフォールトツリー(FT)を用いて事故シーケンス(事故の進展の仕方)の発生頻度を定量化し、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度を評価
 - プラントに外乱を与える事象(起因事象)ごとにイベントツリーを展開し、事故(起因事象)の発生から炉心損傷等に至るまでのシナリオを評価
 - イベントツリーの分岐確率は、フォールトツリーにより評価
 - フォールトツリーは、プラントの設計情報に基づいて、設備が機能喪失する要素(機器故障、人的過誤等)を展開し、機器故障率データや人間信頼性解析結果等を用いて定量化
 - 起因事象発生頻度は国内BWR運転実績、機器故障率は国内の機器故障率を使用

<イベントツリーの例>



<フォールトツリーの例>

(HPCS: 高圧炉心スプレイス)

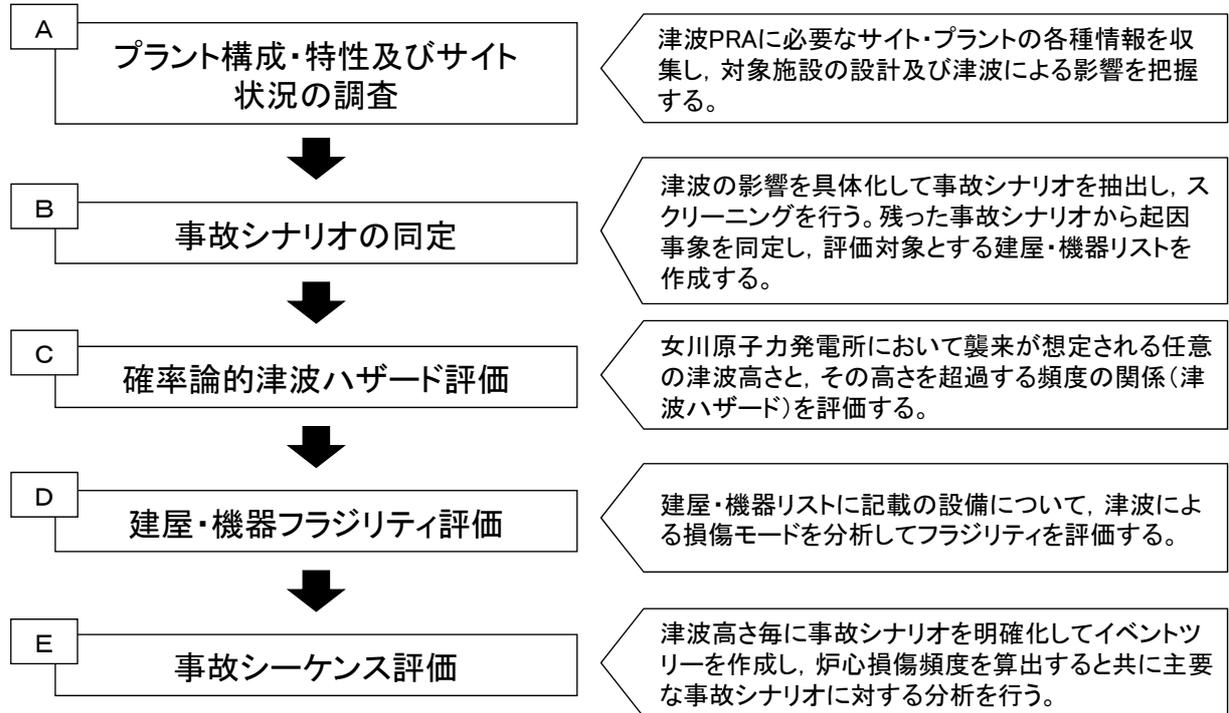


1. 確率論的リスク評価(PRA)の概要

(3) PRAの手法(3/3)

■ 津波PRAの手法の概要

- 津波PRAは、津波の発生頻度(下図C「確率論的津波ハザード評価」)、津波による機器の機能喪失の有無の確認(下図D「建屋・機器フラジリティ評価」)が必要となるが、イベントツリー及びフォールトツリーによる評価は、内部事象PRAと同様



8

2. 津波レベル1PRA

2. 津波レベル1PRA

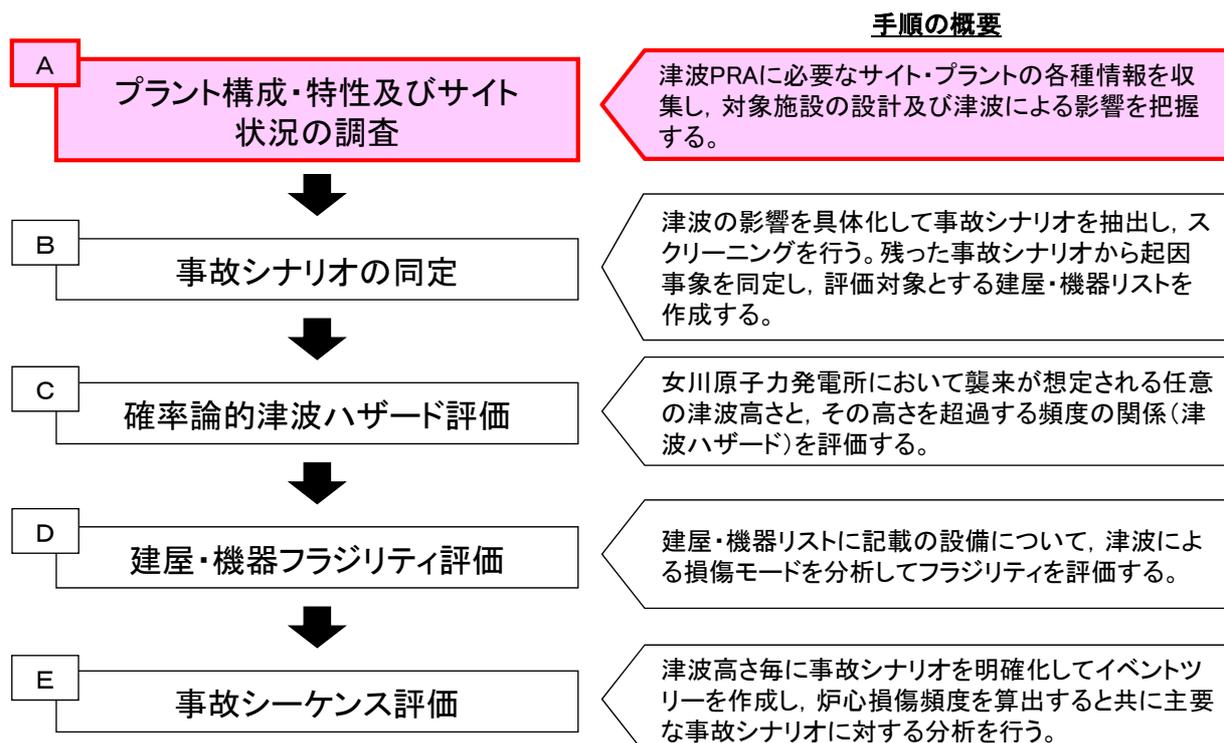
(1) 新規制基準適合性審査における経緯

- 第529回審査会合(平成29年11月30日)において、更新された確率論的津波ハザード評価を取り込んだ津波レベル1PRAの再評価を実施し、重要事故シーケンスを再検討した結果を説明
- この際、防潮堤を越える津波に対し、全交流動力電源喪失が発生する頻度及び全炉心損傷頻度に対する当該事象の寄与割合が大きいことから、その対応について検討するよう指摘
- 第567回審査会合(平成30年5月8日)において、各種対策実施後の地形データ等の見直しを反映した敷地内氾濫解析の再評価結果並びに津波PRA、シーケンス選定の結果及び敷地内氾濫解析結果に基づき検討した防潮堤を越える津波への対策について説明し、「概ね妥当な検討がなされた」と評価された

10

2. 津波レベル1PRA

(2) プラント構成・特性及びサイト状況の調査(1/3)



11

2. 津波レベル1PRA

(2) プラント構成・特性及びサイト状況の調査(2/3)

■津波PRAに必要な情報の整理

<サイト・プラント関連情報の収集・分析>

- ▶ 津波PRAの実施に際し、以下の情報を収集・整理
 - 設計図書(全体配置図, 機器配置図)から機器の配置情報を整理
 - 津波高さと年超過確率の関係を評価(確率論的津波ハザード評価)
 - 防潮堤を越える津波を想定し、敷地内の浸水影響を評価

<プラントウォークダウン(現地確認)>

- ▶ 机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認をするために、以下の観点でプラントウォークダウン(現地確認)を実施
 - 重要設備が設置される原子炉建屋及び制御建屋に存在する建屋外壁開口部及び建屋間、地下部(トレンチ取合部)への津波影響の確認
 - 屋外設備の津波による離脱, 移動等に起因して生じる衝突等の間接的被害の可能性の確認
 - 津波の伝播経路及び建屋開口部(貫通部)の確認

■津波PRAの評価対象設備

- ▶ 新規制基準適合性審査において実施するPRAは、重大事故等対処設備の有効性を確認するための事故シナリオの抽出が目的
- ▶ 評価対象とするプラント状態は、設置許可済みの設備の機能のみに期待する仮想的なプラント状態(重大事故等対処設備がない状態)
- ▶ また、津波のリスクを把握する観点から、次ページに示す防潮堤、防潮壁等の止水対策を評価対象とする

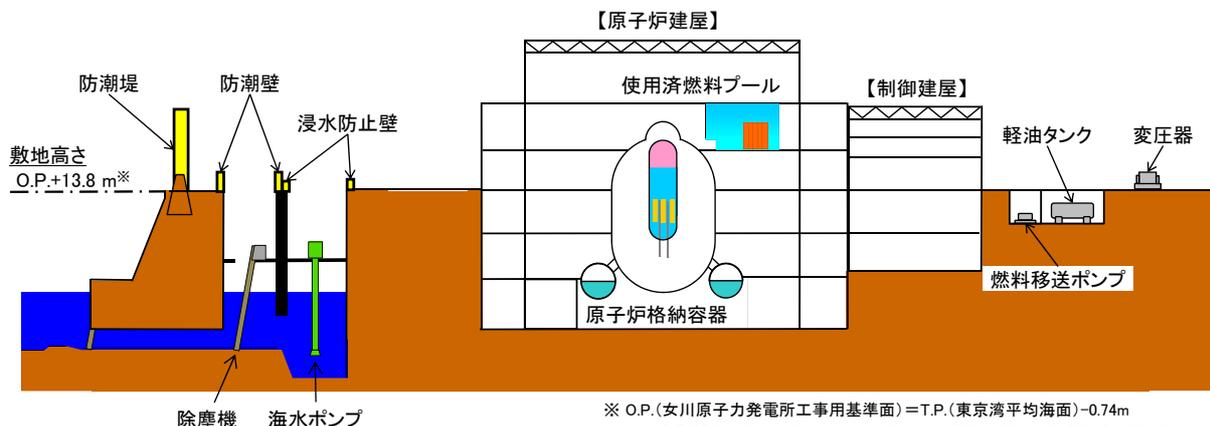
12

2. 津波レベル1PRA

(2) プラント構成・特性及びサイト状況の調査(3/3)

■対象プラントの設備配置の特徴

- ▶ 基準津波による遡上波が設計基準対象施設に到達及び流入することを防止するために、防潮堤(O.P.約 29m[※])を設置
- ▶ 海と接続する取水路等からの敷地への流入を防止するために防潮壁を設置
- ▶ 建屋への浸水の可能性がある経路、浸水口(扉, 開口部及び貫通孔等)に対して、水密扉の設置、貫通部の止水処理等の浸水対策を実施
- ▶ 全交流動力電源喪失の発生を防止するために、補機ポンプエリア周辺に浸水防止壁を設置【40ページ参照】
- ▶ 軽油タンク設置エリア(軽油タンク, 燃料移送ポンプ)は地下化, 水密構造

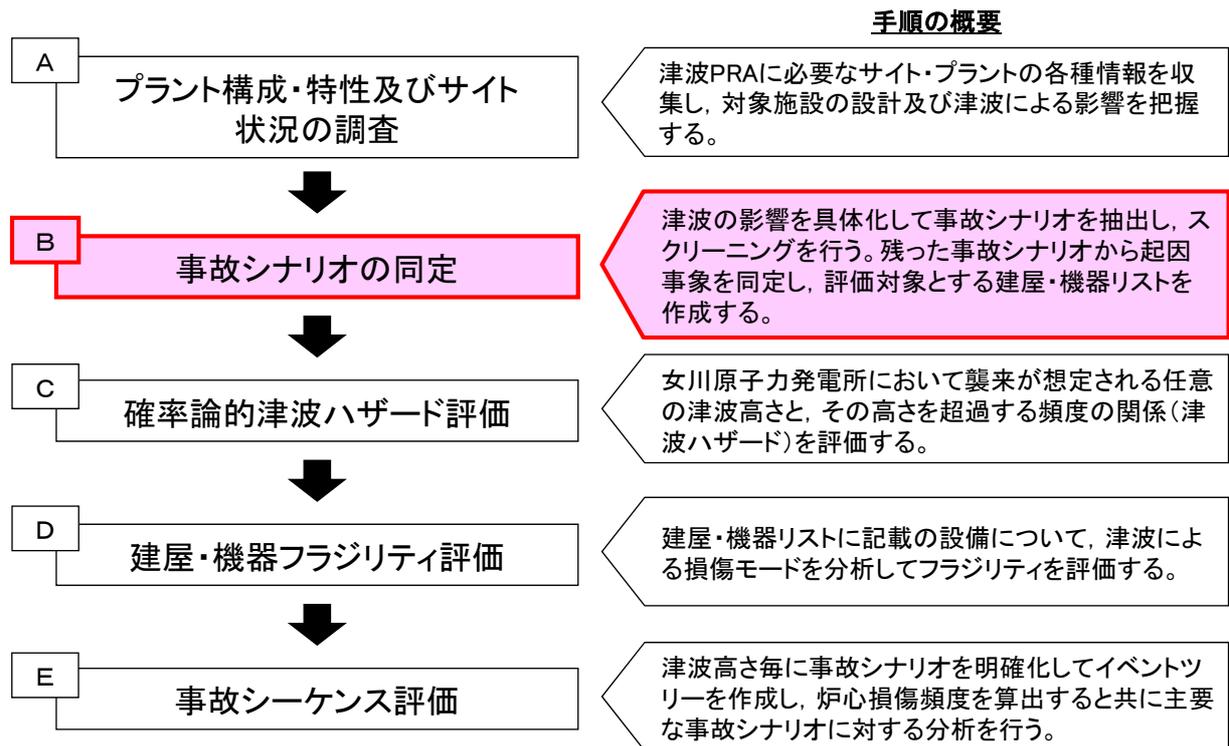


※ O.P.(女川原子力発電所工事用基準面) = T.P.(東京湾平均海面) - 0.74m
津波防護設計においては、2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、一様に約1mの沈降が発生したことを考慮した値を用いる。

13

2. 津波レベル1PRA

(3) 事故シナリオの同定(1/5)



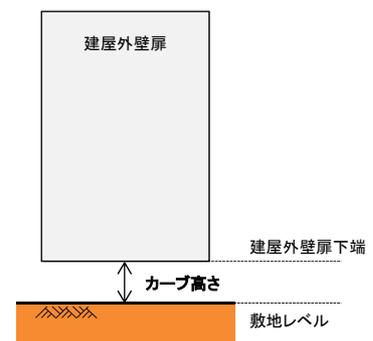
14

2. 津波レベル1PRA

(3) 事故シナリオの同定(2/5)

■評価の前提条件

- 地震によって津波が発生し、防潮堤、防潮壁を越える津波が敷地内に浸水することで、プラントに影響を与える
- 地震によって建屋、系統(システム)、機器の機能喪失につながる損傷はない(地震によるプラントへの直接的影響は無い)
- 建屋外壁扉は人員の避難により誤開放しており、津波が建屋の敷地レベルから建屋外壁扉の下端レベルの高さ(以下、「カーブ高さ」という。)を越えて、建屋内に流入した場合は、建屋の同一フロア及び下階全体が同時に浸水
- 変圧器等の評価対象機器は、機器の基礎部を越え浸水することにより、機能喪失する



■事故シナリオの分析・選定

- 収集したサイト・プラント情報に基づき、津波の直接的及び間接的影響を受ける可能性のある設備を具体化し、当該設備が損傷した場合に想定される事故シナリオを抽出(次ページに具体例を示す)

<直接的影響>

- ・ 浸水による設備の没水、被水
- ・ 津波波力、流体力、浮力
- ・ 海底砂移動
- ・ 引き波による水位低下

<間接的影響>

- ・ 洗掘
- ・ 漂流物の衝突
- ・ 津波による高ストレス
- ・ 作業環境の悪化

15

2. 津波レベル1PRA

(3) 事故シナリオの同定(3/5)

津波による事故シナリオの分析(例)

津波PRA学会標準の記載※			影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	影響の種類	建屋・構築物、機器・配管系への影響		
直接的	浸水による設備の没水・被水	設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失	起動変圧器の没水による機能喪失	起動変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。
			海水取水ポンプの没水による機能喪失	海水取水ポンプの機能喪失により、原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。
	津波波力・流体力・浮力	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の波力による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉建屋(外壁扉)の波力による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
海底砂移動	海水取水設備の機能喪失	海底砂移動による海水取水機能障害の発生	原子炉補機冷却海水系の機能喪失、又は、循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。	
引き波による水位低下	海水取水設備の機能喪失	引き波による海水取水機能障害の発生	同上	
間接的	洗掘	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉建屋の洗掘による損傷	設備の機能喪失による過渡事象の発生及び、炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。
	漂流物の衝突	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の漂流物衝突による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び、緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉建屋(外壁扉)の漂流物衝突による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
	津波による高ストレス	運転員/作業員の操作失敗	作業員退避時の原子炉建屋外壁扉閉め忘れ	本評価では、建屋外壁扉の誤開放を考慮しているため、本項目は該当しない。
作業環境の悪化	運転員の回復操作の遅延	—	本評価では、可搬式設備等の事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備には期待していないため、本項目は該当しない。	

※ 津波PRA学会標準6.1「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

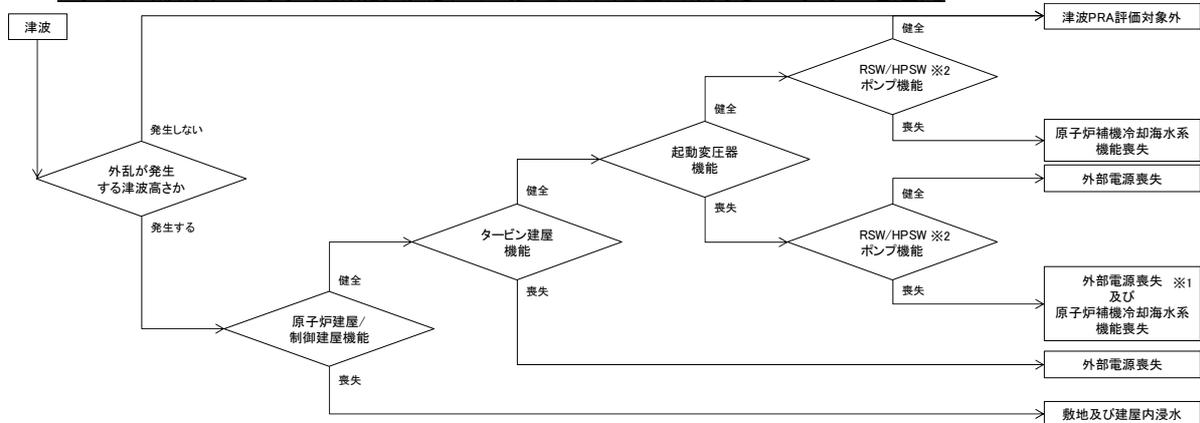
16

2. 津波レベル1PRA

(3) 事故シナリオの同定(4/5)

■ 起回事象の選定

- 津波により誘発される起回事象を選定するため、以下に示すフローを用いて事故シナリオを分析
- この結果、スクリーニングで除外されずに残った事故シナリオに含まれる起回事象として、「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却海水系機能喪失」及び「敷地及び建屋内浸水」の3事象※1を選定



注) 起回事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。

選定した起回事象	説明
外部電源喪失	津波の敷地内浸水により起動変圧器等が没水し、外部電源喪失が発生する。敷地内浸水又はタービン建屋内への浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが、外部電源喪失は広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象を代表する起回事象として選定した。
原子炉補機冷却海水系機能喪失	敷地内に浸水した津波が補機ポンプエリアの浸水防止壁を越えることで、RSW/HPSWポンプが没水して原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。
敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水が発生し、炉心損傷に係る何らかの外乱が発生する。

- ※1 「外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系機能喪失」は「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却海水系機能喪失」の組合せで発生する事象であることから、「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却海水系機能喪失」を個別に起回事象として選定
- ※2 RSW：原子炉補機冷却海水系
HPSW：高圧炉心スプレイ補機冷却海水系

17

2. 津波レベル1PRA

(3) 事故シナリオの同定(5/5)

■ 建屋・機器リストの作成

▶ 津波PRAの評価対象設備を明確にするため、①起因事象を引き起こす設備、②津波防護施設／浸水防止設備及び③起因事象を緩和する設備を選定して建屋・機器リストを作成

対象設備	No.	設備名称	設置場所	設置フロア高さ[O.P.]
①起因事象を引き起こす設備	1	起動変圧器	屋外	14.0m※
	2	原子炉補機冷却海水ポンプ(RSWポンプ) (補機ポンプエリア内の関連機器を含む)	補機ポンプ エリア	14.4m※
②津波防護施設／浸水防止設備	3	防潮堤	屋外	—
	4	防潮壁(スクリーンエリア、放水立坑エリア)	屋外	—
	5	浸水防止壁(補機ポンプエリア)	屋外	—
	6	建屋止水対策	屋外	—
	7	原子炉建屋	—	—
	8	原子炉建屋外壁扉	原子炉建屋	—
	9	制御建屋	—	—
	10	制御建屋外壁扉	制御建屋	—

※ 機能喪失する高さ

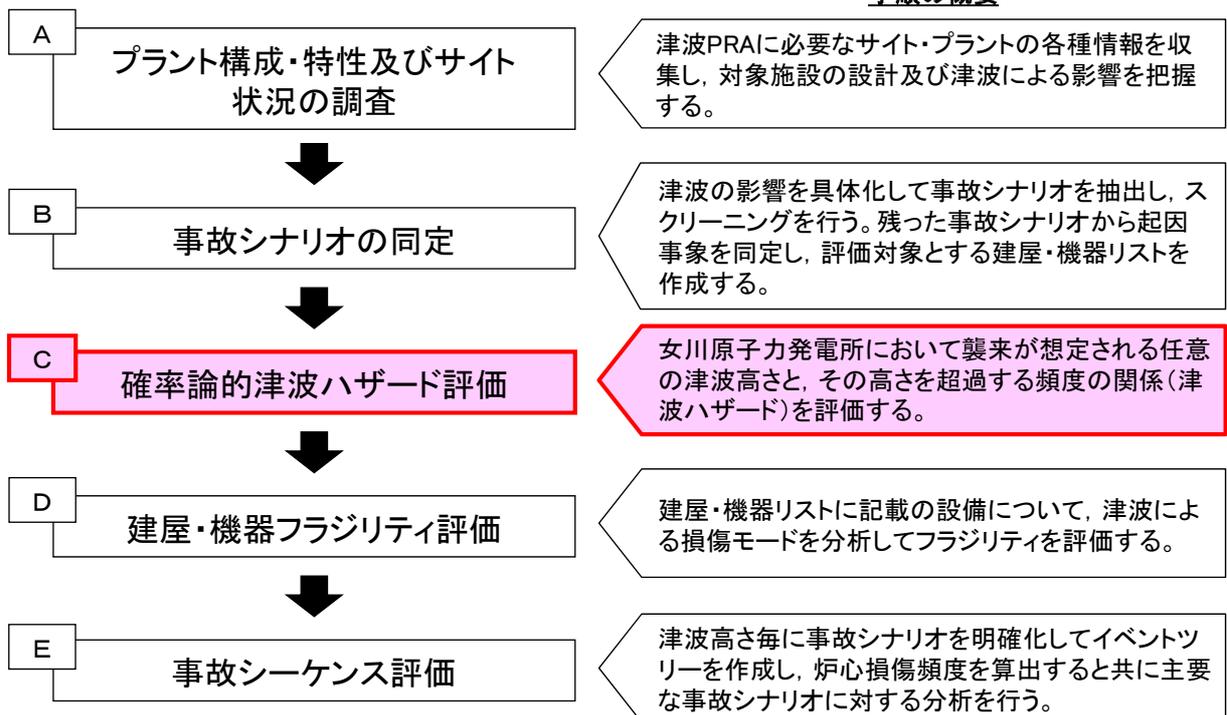
対象設備	No.	設備名称	設置場所	設置フロア高さ[O.P.]
③起因事象を緩和する設備	フロントライン系			
	11	スクラム系	原子炉建屋	5.0m
	12	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉建屋	-9.1m
	13	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	原子炉建屋	-9.1m
	14	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	原子炉建屋	-9.1m
	15	低圧炉心注水系(LPCI(RHR))	原子炉建屋	-9.1m
	サポート系			
	16	復水貯蔵タンク(CST)	屋外	—
	17	直流電源系統／高圧炉心スプレイ系(HPCS)	制御建屋	7.0m
	18	燃料移送ポンプ(屋外の燃料移送系関連機器を含む)	屋外	16.0m※
	19	非常用交流電源系統／高圧炉心スプレイ系(HPCS)(燃料移送ポンプを除く)	原子炉建屋	14.0m
	20	原子炉補機冷却海水系(RSW) (RSWポンプを除く)	原子炉建屋	-9.1m
	21	高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (HPSWポンプ)(補機ポンプエリア内の関連機器を含む)	補機ポンプ エリア	14.4m※
	22	原子炉補機冷却系(RCW)/高圧炉心スプレイ補機冷却系(HPCW)	原子炉建屋	-9.1m

18

2. 津波レベル1PRA

(4) 確率論的津波ハザード評価(1/3)

手順の概要

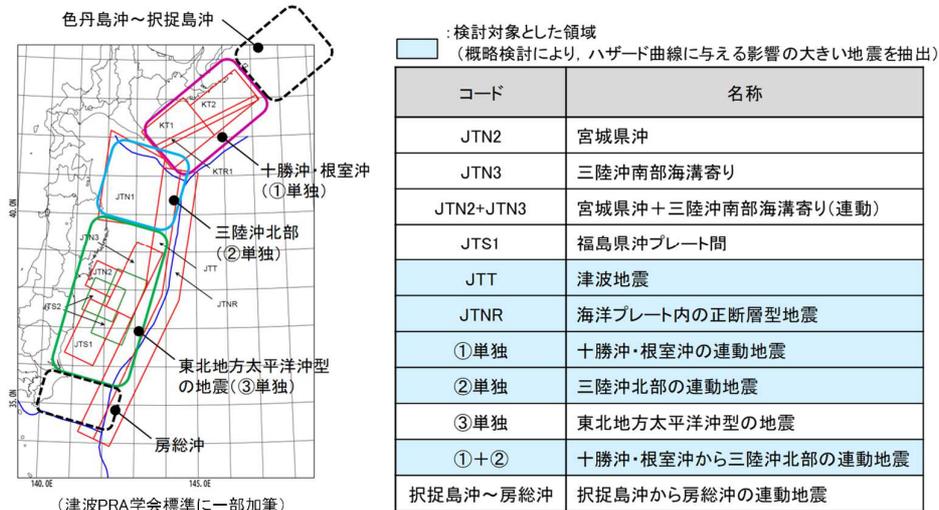


2. 津波レベル1PRA

(4) 確率論的津波ハザード評価(2/3)

■ 確率論的津波ハザードの評価方法

- 「津波PRA学会標準」, 「原子力発電所の津波評価技術」※1, 「確率論的津波ハザード解析の方法」※2及び2011年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえて, 確率論的津波ハザード解析を実施
- 津波発生領域は, 津波PRA学会標準に示される領域に加え, プレート間地震と津波地震の連動型地震を考慮



確率論的津波ハザード評価における検討対象領域

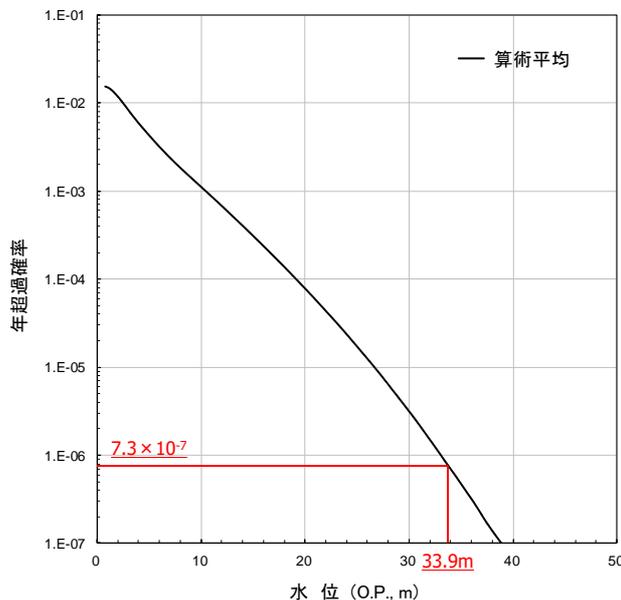
※1 公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術2016」
 ※2 社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率論的津波ハザード解析の方法(2011)」

2. 津波レベル1PRA

(4) 確率論的津波ハザード評価(3/3)

■ 確率論的津波ハザード曲線及び津波高さの設定

- 防潮堤(O.P.29m)を越える津波に対して, 全交流動力電源喪失に至らない津波高さとして, 「O.P.33.9m津波(年超過確率 7.3×10^{-7})」を設定【O.P.33.9m津波時の敷地内氾濫解析は33ページ参照】



敷地前面(水位上昇側)の津波ハザード曲線

【補足】
 基準津波はO.P.23.1mであるが, 防潮堤を越える津波を想定した際に, 重大事故に対する緩和設備の機能が維持される津波高さとしてO.P.33.9mを設定

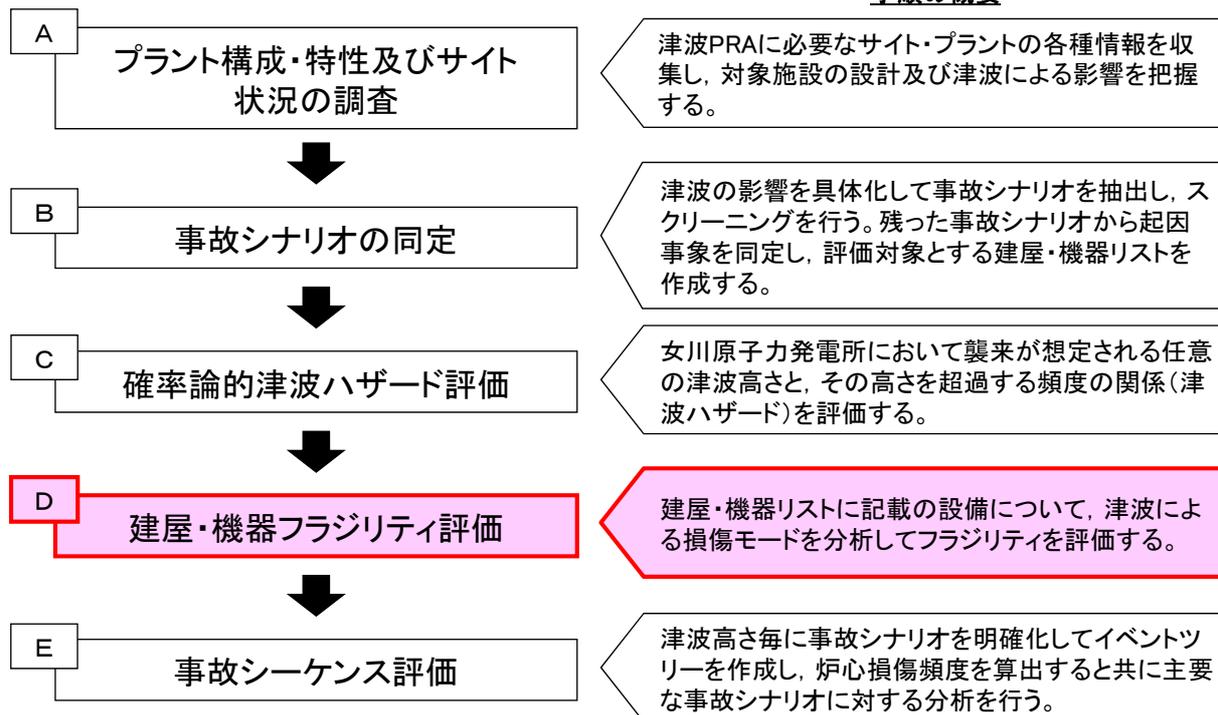
津波分類※1	津波高さ	津波発生頻度※2 [1/年]
A	O.P.29m～33.9m	3.8×10^{-6}
B	O.P.33.9m～	7.3×10^{-7}

※1 津波分類の考え方は次ページ以降参照
 ※2 1.0×10^{-6} /年 ⇔ 百万年に1回発生する頻度
 1.0×10^{-7} /年 ⇔ 1千万年に1回発生する頻度

2. 津波レベル1PRA

(5) 建屋・機器フラジリティ評価(1/7)

手順の概要



22

2. 津波レベル1PRA

(5) 建屋・機器フラジリティ評価(2/7)

■ 評価対象と損傷モードの決定

- 「事故シナリオの同定」で選定した設備について津波損傷モードを検討し、フラジリティを評価

建屋・機器フラジリティ評価結果(例)

対象設備	設備名称	津波損傷モード	津波フラジリティ
起因事象を引き起こす設備	起動変圧器	没水/被水	津波水位O.P.33.9m以下では、没水しないことを確認しており、津波水位O.P.33.9mを超えた場合、没水により機能喪失すると想定した。
	原子炉補機冷却海水ポンプ(RSWポンプ)	没水/被水	津波水位O.P.33.9m以下では、補機ポンプエリア内へ浸水しないことを確認しており、津波水位O.P.33.9mを超えた場合、補機ポンプエリア内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
津波防護施設/浸水防止設備	防潮堤	—	津波水位O.P.33.9m以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位O.P.33.9mを超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
	浸水防止壁	—	同上
	原子炉建屋外壁扉	—	同上
起因事象を緩和する設備	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	没水/被水	津波水位O.P.33.9mを超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
	低圧炉心注水系(LPCI)	没水/被水	同上
	復水貯蔵タンク(CST)	—	津波水位O.P.33.9m以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位O.P.33.9mを超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
	燃料移送ポンプ	没水/被水	津波水位O.P.33.9m以下では、没水しないことを確認しており、津波水位O.P.33.9mを超えた場合、没水により機能喪失すると想定した。

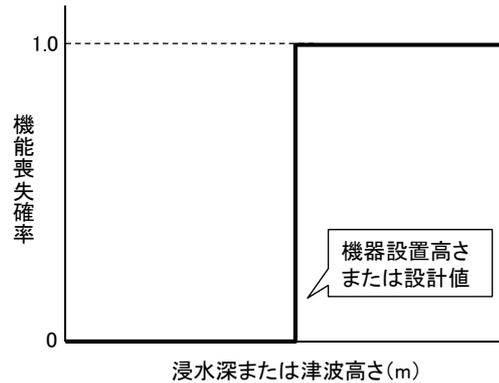
23

2. 津波レベル1PRA

(5) 建屋・機器フラジリティ評価(3/7)

■ 建屋・機器フラジリティの検討結果

- 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線は下図に示すステップ状とし、建屋・機器フラジリティは以下の考え方を適用
 - (1) 起動変圧器は浸水深が起動変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失
 - (2) 原子炉補機冷却海水ポンプ/高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは浸水深が補機ポンプエリアの浸水防止壁の高さを越えた場合に機能喪失
 - (3) 燃料移送ポンプは地下化し、水密構造であるため、浸水深がその止水性能を越える高さの場合に機能喪失
 - (4) 建屋内の起因事象を緩和する設備は、建屋内浸水に伴う没水により機能喪失



機器のフラジリティ曲線

24

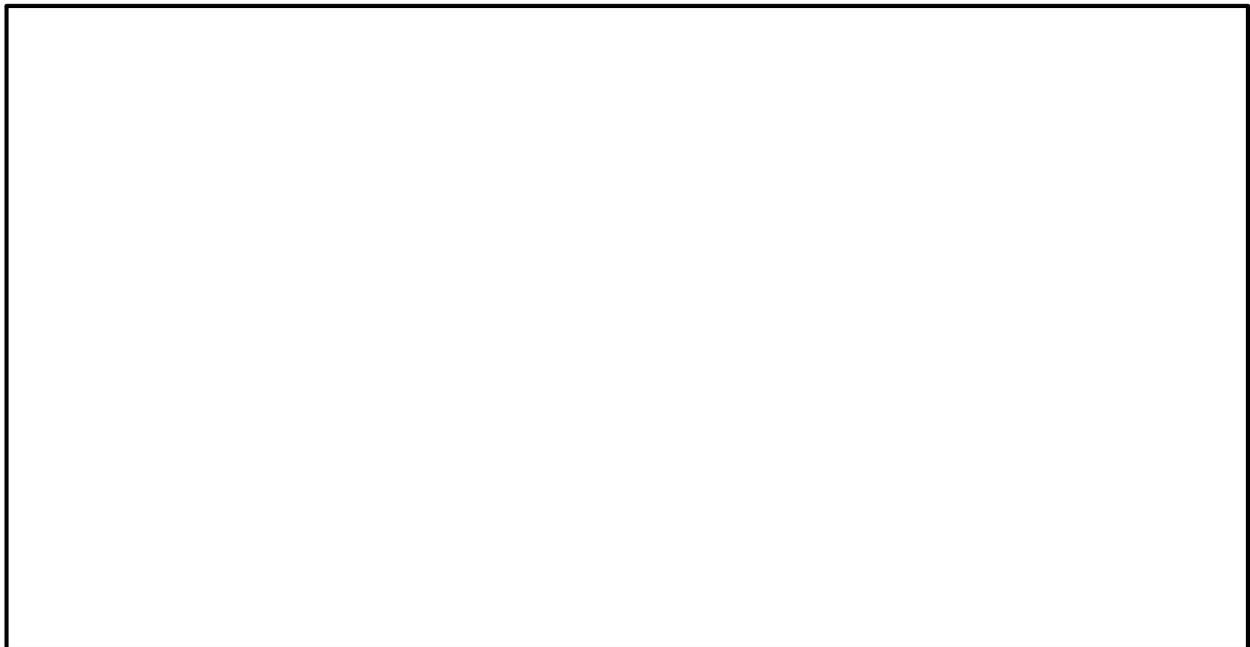
2. 津波レベル1PRA

(5) 建屋・機器フラジリティ評価(4/7)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

■ 起因事象対象設備の設置位置, 設置高さ

- 起因事象対象設備である①原子炉補機冷却海水ポンプ/高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ(補機ポンプエリア)、②起動変圧器及び③燃料移送ポンプの設置位置, 設置高さを以下に示す



起因事象対象設備の設置位置

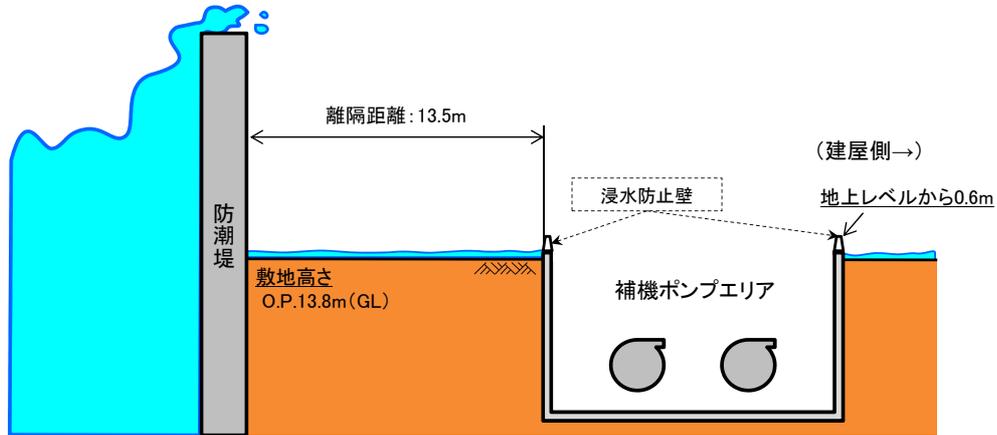
25

2. 津波レベル1PRA

(5) 建屋・機器フラジリティ評価(5/7)

① 原子炉補機冷却海水ポンプ/高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

- 原子炉補機冷却海水ポンプ/高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは敷地内浸水深が補機ポンプエリアの浸水防止壁の高さ(敷地レベルから0.6m)を越えた場合に機能喪失し、全交流動力電源喪失が発生する
- なお、補機ポンプエリアは防潮堤から離隔距離があり、ピット構造のため、原子炉補機冷却海水ポンプ/高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプに対して、防潮堤を越える津波による被水影響はない



2号補機ポンプエリアの断面図

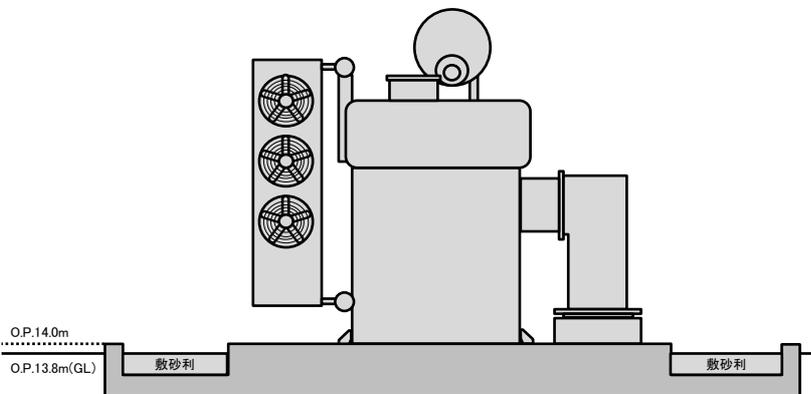
2. 津波レベル1PRA

(5) 建屋・機器フラジリティ評価(6/7)

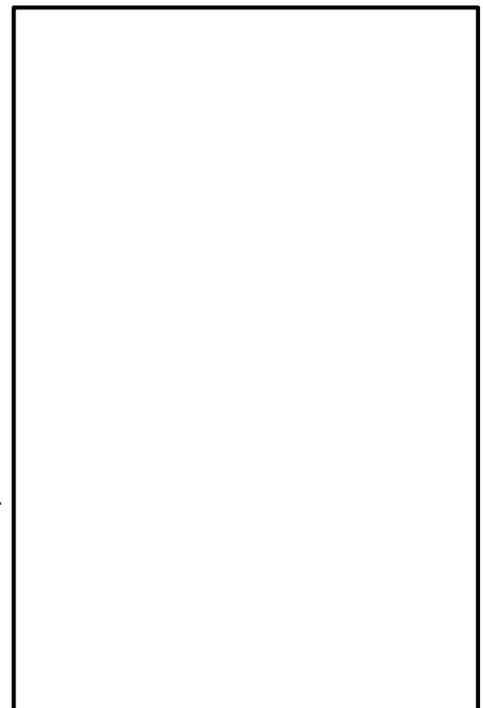
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

② 起動変圧器

- 起動変圧器は敷地内浸水深が起動変圧器の基礎高さ(敷地レベルから0.2m)を越えた場合に機能喪失し、外部電源喪失が発生する



2号炉起動変圧器断面図



起動変圧器の設置状況

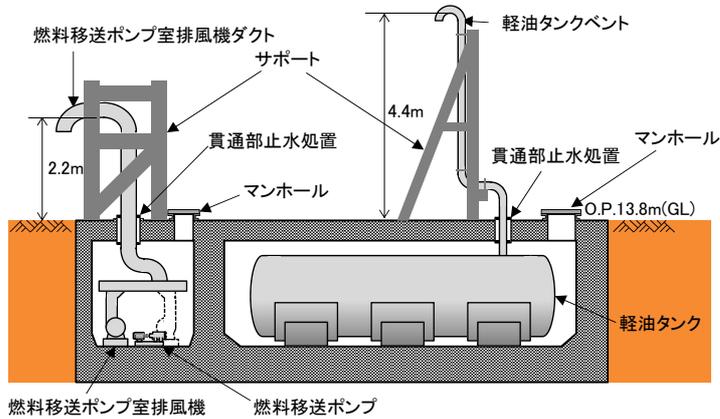
2. 津波レベル1PRA

(5) 建屋・機器フラジリティ評価(7/7)

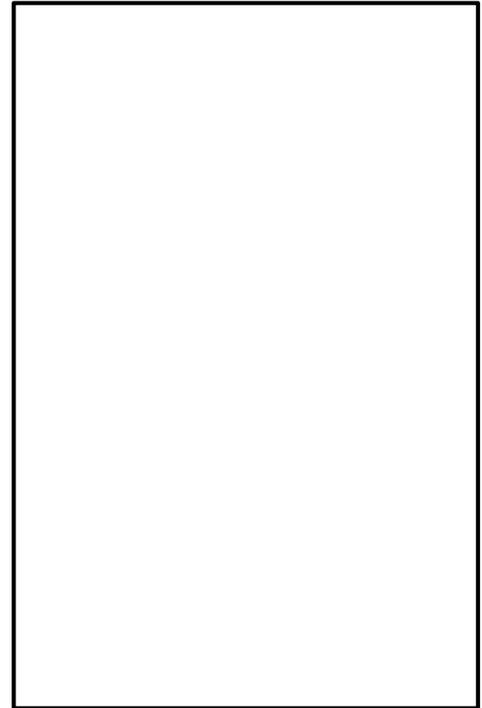
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

③ 軽油タンク設置エリア

- 軽油タンク設置エリアは地下化し、水密構造であるため、敷地内浸水深がその止水性能を越える高さ(敷地レベルから2.2m)の場合に機能喪失し、全交流動力電源喪失が発生する



2号炉軽油タンク設置エリア断面図

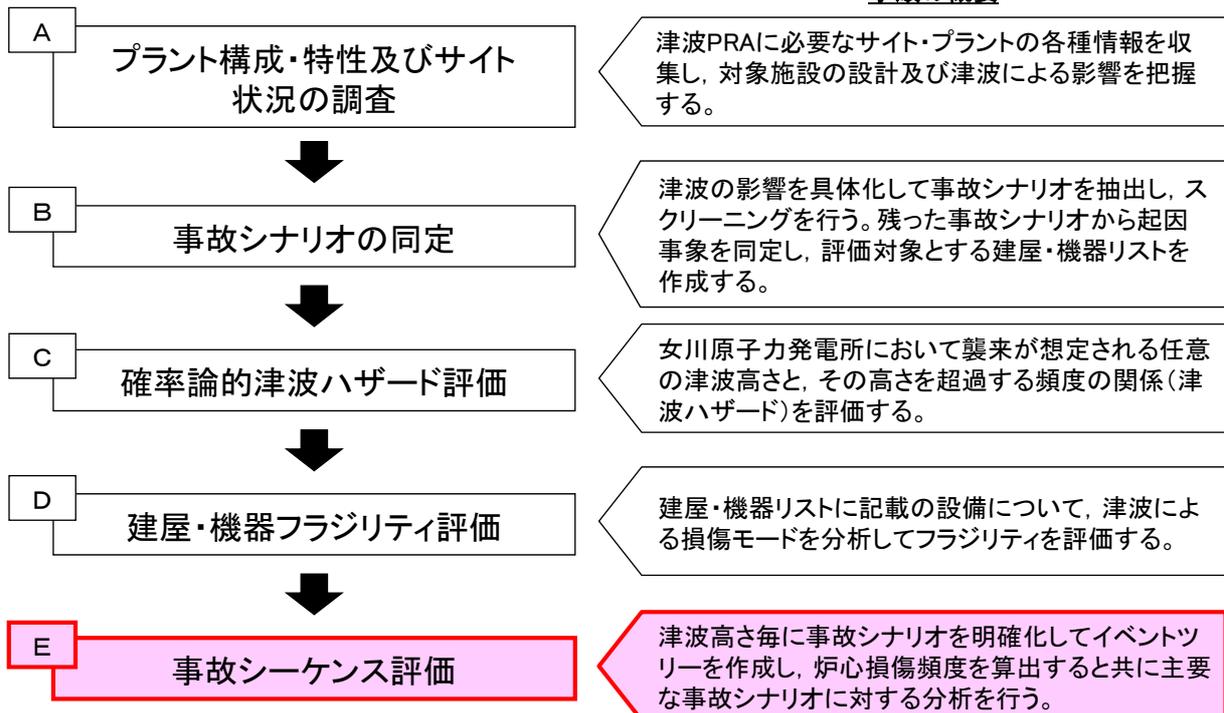


軽油タンク設置エリアの状況

2. 津波レベル1PRA

(6) 事故シーケンス評価(1/5)

手順の概要

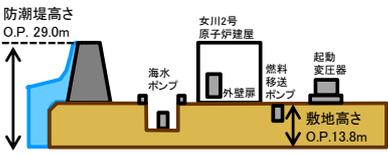
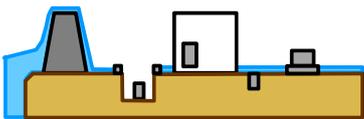
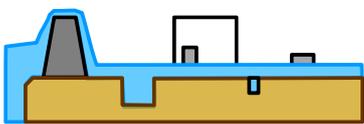


2. 津波レベル1PRA

(6) 事故シーケンス評価(2/5)

■ 津波分類の考え方

➢ 事故シーケンス評価を実施するにあたり、津波分類を以下のとおり設定

津波分類	津波高さ [m]	発生頻度※1 (平均値) [1/年]	全炉心損傷頻度への寄与割合	イメージ図	津波分類の考え方
—	～29	(4.5×10^{-6}) ※29m津波の年超過確率	—		<ul style="list-style-type: none"> ■ 女川2号建屋周辺への浸水なし • 津波によるプラント影響発生せず • 内部事象と同等 【O.P.29m津波時の敷地内氾濫解析は32ページ参照】
A	29～33.9	3.8×10^{-6}	—※2		<ul style="list-style-type: none"> ■ 女川2号タービン建屋への浸水 • 外部電源喪失 • 原子炉建屋及び制御建屋内への浸水が発生しないため緩和設備は健全 【O.P.33.9m津波時の敷地内氾濫解析は33ページ参照】
B	33.9～	7.3×10^{-7}	0.98%		<ul style="list-style-type: none"> ■ 女川2号原子炉建屋又は制御建屋への浸水 • 敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により複数の緩和機能喪失(炉心損傷直結事象)

※1 着目する津波範囲の年超過確率の差分(例えば、津波分類A(O.P.29m～33.9m)の発生頻度はO.P.29m年超過確率(4.5×10^{-6})—O.P.33.9m年超過確率(7.3×10^{-7})= 3.8×10^{-6} (1/年)となる)
 ※2 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震PRAに包含される

2. 津波レベル1PRA

(6) 事故シーケンス評価(3/5)

■ 津波高さ毎のシナリオ分類

- 津波高さO.P.33.9m以下の津波では緩和設備は健全
- 津波高さO.P.33.9mを超える津波では、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により複数の緩和機能が喪失
- 津波高さO.P.33.9mを超える津波において、「複数の緩和機能喪失」が発生し、炉心損傷直結事象となる
- 上記に基づき、津波高さに応じたプラントへの影響を識別するため、津波高さを以下の2つに分類
 - 津波分類A(O.P.29m～O.P.33.9m)：敷地内浸水に伴い外部電源喪失は発生するが、緩和設備は健全
 - 津波分類B(O.P.33.9m～)：敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内浸水が発生し、複数の緩和機能喪失に至る

津波高さ毎のシナリオ分類

津波分類	津波高さ	津波により損傷する主な機器	起因事象
A	O.P.29m～O.P.33.9m	・タービン建屋内機器	・外部電源喪失
B	O.P.33.9m～	・敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内浸水により、複数の緩和機能喪失	

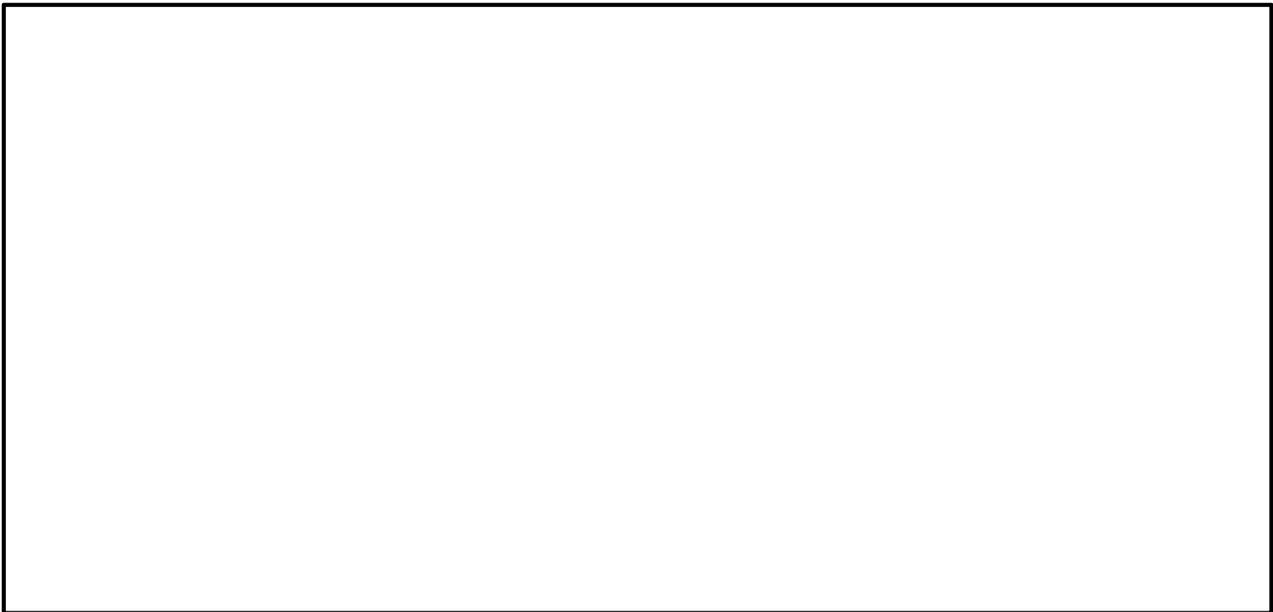
2. 津波レベル1PRA

(6) 事故シーケンス評価(4/5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

■ O.P.29m津波時の敷地内氾濫解析の結果

- 津波高さO.P.29m時の敷地内氾濫解析を実施
- 敷地内氾濫解析の結果、原子炉建屋、制御建屋周辺での浸水はないため、プラントへの影響は発生しない



O.P.29m津波時の敷地内最大浸水深分布

32

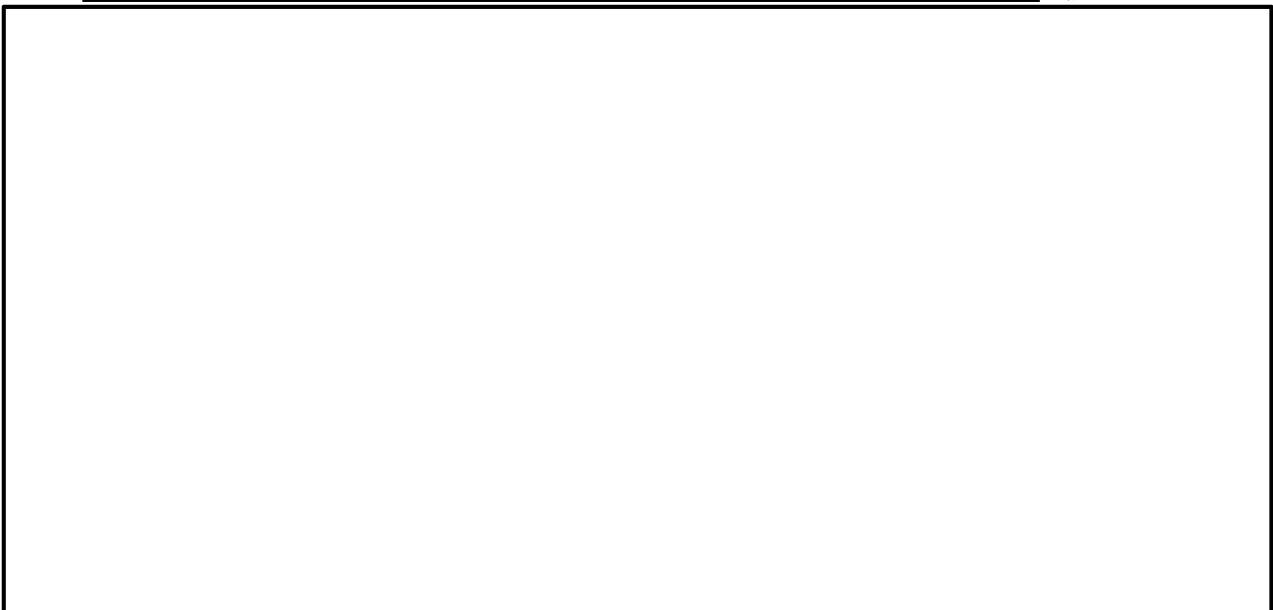
2. 津波レベル1PRA

(6) 事故シーケンス評価(5/5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

■ O.P.33.9m津波時の敷地内氾濫解析の結果

- 防潮堤付近では最大1m程度の浸水があるが、原子炉建屋、制御建屋周辺では0.1m～0.2m程度の浸水であり、建屋のカーブ高さ0.33m以下
- 外部電源を受電するための起動変圧器及び非常用ディーゼル発電機に係る燃料移送ポンプ(軽油タンク設置エリア)は津波による影響を受けないことを確認
- 補機ポンプエリアは浸水防止壁を設置することで浸水を防止し、その周辺では0.34m程度の浸水



O.P.33.9m津波時の敷地内最大浸水深分布

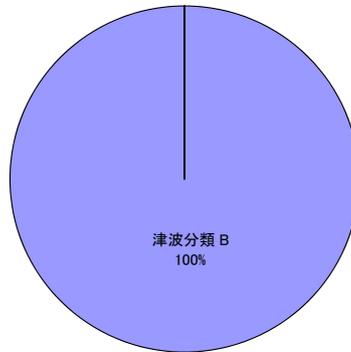
33

2. 津波レベル1PRA

(7) 評価結果(1/2)

■ 炉心損傷頻度評価結果(津波分類別)

- 全炉心損傷頻度: 7.3×10^{-7} [/炉年]
- 津波分類Aは外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震PRAに包含される(津波PRAの評価対象外)
- 津波分類Bは緩和設備に期待できないため、必ず炉心損傷に至ることから、発生頻度がそのまま炉心損傷頻度になる



津波分類別炉心損傷頻度

津波分類	津波高さ	津波発生頻度 [/年]	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合 [%]
A	O.P.29m~O.P.33.9m	3.8×10^{-6}	—※	—
B	O.P.33.9m~	7.3×10^{-7}	7.3×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度			7.3×10^{-7}	100

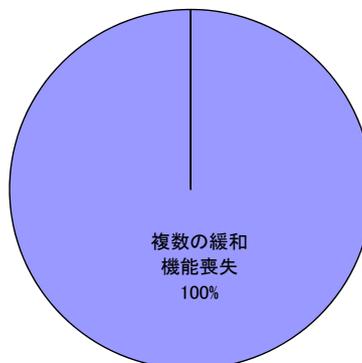
※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震PRAに包含される

2. 津波レベル1PRA

(7) 評価結果(2/2)

■ 炉心損傷頻度評価結果(事故シーケンスグループ別)

- 全炉心損傷頻度: 7.3×10^{-7} [/炉年]
- 複数の緩和機能喪失が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となったが、これは、津波分類Aは地震PRAに包絡されるため津波PRAの評価対象外であること及び津波分類Bでは建屋内への浸水により複数の緩和機能喪失(炉心損傷直結)となるためである



事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

津波分類	シーケンスグループ	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合 [%]
B	複数の緩和機能喪失	7.3×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度		7.3×10^{-7}	100

3. 事故シーケンスの選定

3. 事故シーケンスの選定

(1) 津波PRAに基づく事故シーケンスの選定結果

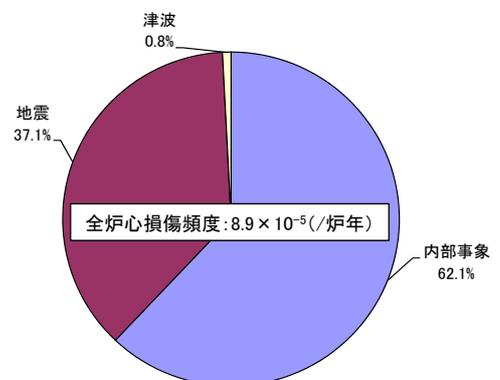
■ 事故シーケンス選定結果

○ 津波高さO.P.29m～O.P.33.9m(津波分類A)

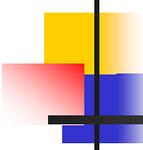
- O.P.33.9m以下の津波について、内部事象と同様の炉心損傷防止対策が有効であるため、「津波を起因とした事故シーケンス」と「内部事象を起因としたシーケンス」を同等と評価し、新たな事故シーケンスグループとして追加する必要はないと判断

○ 津波高さO.P.33.9m～(津波分類B)

- 頻度の観点からは、O.P.33.9mを超える津波は、炉心損傷直結事象と(炉心損傷頻度 7.3×10^{-7} /炉年)して整理したが、全炉心損傷頻度(内部事象、地震及び津波の炉心損傷頻度の合計 8.9×10^{-5} /炉年)に占める割合は1%未満と小さい
- 影響度の観点からは、①抽出される事故シーケンスは内部事象PRAで抽出される事故シーケンスグループと同等であること、②敷地及び建屋内に大量浸水することで、最終ヒートシンクが喪失するとともに、屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失することが考えられ、津波の影響を特定することが困難
- 以上のことから、新たな事故シーケンスグループとして追加する必要はないと判断
- なお、O.P.33.9m～38.6mの津波で抽出されるシーケンスは長期TB及びTBUであり、建屋内への浸水防止等により、建屋内の緩和設備への浸水影響を防ぎ、炉心損傷を回避できる
- O.P.38.6mを超える津波では、防潮堤の脆弱性の観点から、防潮堤機能喪失と判断しており、その頻度は 1.1×10^{-7} であり、大規模損壊発生時の対策も含め、影響の緩和を図る

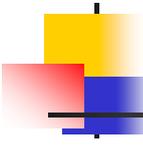


事象(内部事象/地震/津波)別炉心損傷頻度
(第583回審査会合(平成30年6月7日)時点)



4. 防潮堤を越える津波への対策

38



4. 防潮堤を越える津波への対策(1/6)

- 全交流動力電源喪失が発生する津波の年超過確率は 10^{-6} オーダーであり、全炉心損傷頻度に対する寄与割合は5.6%と高い状況にあったことから、当該事象の発生頻度を 10^{-7} オーダーに低減させることを指向
- 年超過確率が 10^{-7} オーダーに相当する津波高さ(O.P.33.9m)の敷地内氾濫解析を実施
 - 敷地内に津波影響が及んだ直後は、可搬型重大事故等対処設備を用いた対応の実行性に不確かさが大きい
 - 敷地内への浸水が発生し、防潮堤に隣接する可搬型重大事故等対処設備の第3及び第5保管エリアの使用が困難
- 年超過確率 10^{-7} オーダーに相当する津波に対して全交流動力電源喪失の発生を防止することを目的とした海水ポンプ設置エリアへの浸水防止壁の設置、常設ポンプの設置及び津波の影響を受ける保管エリアの移転を行うこととした
 - ① 津波の影響を受ける海水ポンプ設置エリア周辺への浸水防止壁の設置【40ページ参照】
 - ② 津波の影響を受けない建屋内への常設ポンプ設置【41,42ページ参照】
 - ③ 津波の影響を受ける保管エリアの移転・廃止【43,44ページ参照】

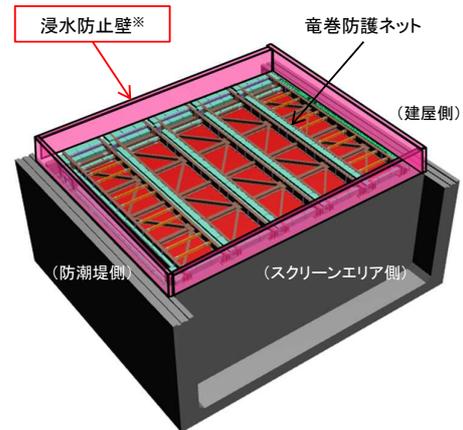
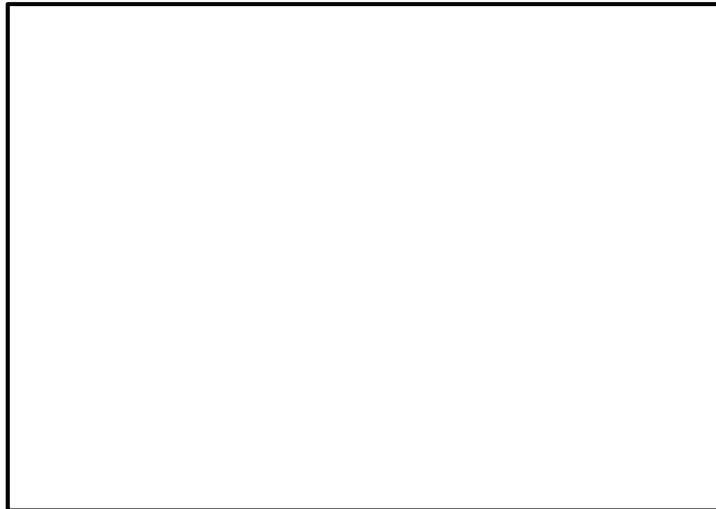
39

4. 防潮堤を越える津波への対策(2/6)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

① 補機ポンプエリア周辺への浸水防止壁の設置

- 全交流動力電源喪失の発生を防止するため、補機ポンプエリア周辺に浸水防止壁を設置する



※ 浸水防止壁は補機ポンプエリア周辺の堰等の嵩上げにより、竜巻防護ネットに干渉しない構造を検討中

補機ポンプエリア周辺への浸水防止壁設置イメージ図

<浸水防止壁の設計方針>

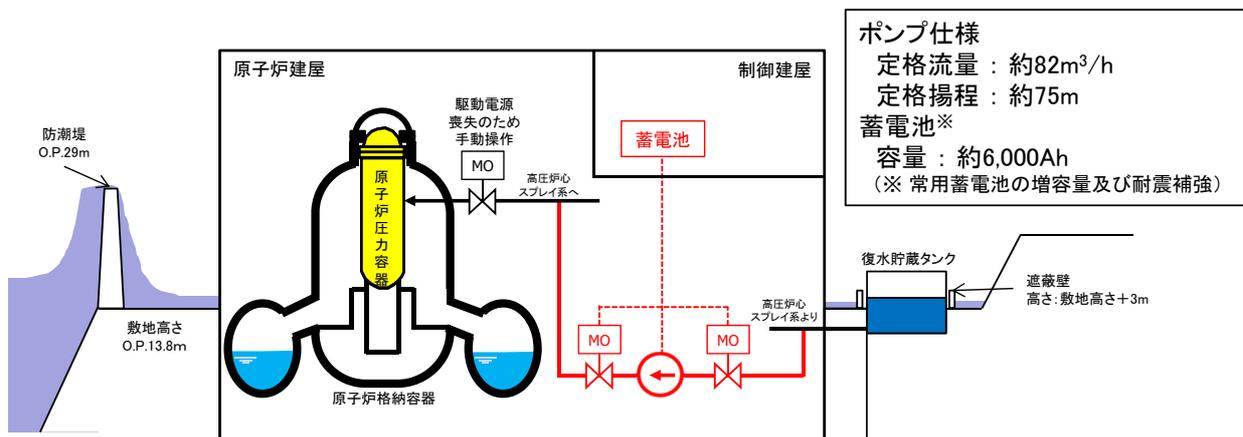
- 浸水防止壁は補機ポンプエリアの耐震性を確保した上で可能な限り高くし、耐震Sクラス、O.P.33.9m津波時の波圧への耐性を有する設計(設計基準対象施設)とする方針
- O.P.33.9m津波時の最大浸水深0.34mに対して0.6m(補機ポンプエリア基礎0.2m+浸水防止壁0.4m)の高さとする【O.P.33.9m津波時の敷地内氾濫解析は33ページ参照】

40

4. 防潮堤を越える津波への対策(3/6)

② 津波の影響を受けない建屋内への常設ポンプ設置(1/2)

- 敷地内に津波の影響が及んだ直後は可搬型設備の対応の実行性に不確かさが大きいため、TBPシーケンスのように事象進展(注水機能の喪失)が早い事象に対応するため、可搬型の緊急送水ポンプに代えて、新たに常設ポンプを設置
- 交流電源以外の様々な駆動方式を検討(ディーゼル駆動、エアモータ駆動、蓄圧駆動、直流電源駆動)
- 配置成立性、設備構成の観点で比較を行い、直流電源駆動を採用(詳細は次ページ参照)
 - ・ 短時間で注水開始するため、常設設備による構成が可能であること
 - ・ 津波の影響を受けない建屋内に設置可能であること
 - ・ サポート系をできるだけ要さない、相対的に信頼性の高い構成であること



ポンプ仕様
 定格流量：約82m³/h
 定格揚程：約75m
 蓄電池※
 容量：約6,000Ah
 (※ 常用蓄電池の増容量及び耐震補強)

赤：新設範囲

系統構成概要(直流駆動低圧注水系)

41

4. 防潮堤を越える津波への対策(4/6)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

② 津波の影響を受けない建屋内への常設ポンプ設置(2/2)

- 津波の影響を受けない建屋内への配置成立性があり、サポート系が少なく相対的に信頼性の高い、直流電源駆動を採用

	ディーゼル駆動	エアモータ駆動	蓄圧駆動	直流電源駆動
設備概要	ディーゼルエンジン駆動のポンプにより注水	エアモータ駆動のポンプにより注水 コンプレッサーより圧縮空気をエアモータに供給	圧縮空気を蓄圧したアキュムレータにより注水	蓄電池を電源とする、直流電源駆動ポンプにより注水
津波の影響を受けない建屋内への設置				○ ・ 既設建屋内配置可能 (設備のリプレイス、空きスペースの活用)
サポート系				○ ・ 電源供給系

42

4. 防潮堤を越える津波への対策(5/6)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

③ 津波の影響を受ける保管エリアの移転・廃止(1/2)

- 第3保管エリア(O.P.18.5m)は防潮堤に隣接しており、防潮堤を越える津波により、保管エリアに配置している可搬型重大事故等対処設備が使用不可となることが考えられるため、第3保管エリアを防潮堤を越える津波の影響を受けない高台(O.P.61m)へ移転
- 可搬型の緊急送水ポンプを常設ポンプに置き換え、第5、第6保管エリア(O.P.13.8m)は廃止
- 第4保管エリアは、敷地計画を見直すことで耐震性を有するエリアに移転



保管エリア位置図
(第529回審査会合(平成29年11月30日)時点)



保管エリア位置図
(第545回審査会合(平成30年2月8日)時点)

43

4. 防潮堤を越える津波への対策(6/6)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

③ 津波の影響を受ける保管エリアの移転・廃止(2/2)

- d. 第545回審査会合(平成30年2月8日)時点の保管場所について、第3保管エリアをO.P.13.8mの位置に変更することで、可搬型重大事故等対処設備の分散化を強化した。また、外部事象やO.P.33.9mの防潮堤を越える津波に対しても機能維持の観点で配慮した配置としている

《第3保管エリア設定の観点》

- 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備を設置する2号炉原子炉建屋から100m以上の離隔を確保し、外部事象によって同時に機能喪失に至らないこと
- 第1, 2保管エリアに対し、十分な離隔距離を確保し、外部事象によって同時に機能喪失に至らないこと
- 岩盤が浅く耐震性が高いこと
- 周辺斜面、周辺構造物の損壊等、地震により影響を与えないこと
- O.P.33.9mの津波によって可搬型設備が機能喪失に至らないこと

保管エリア位置図

44

5. 適合性審査状況

45

5. 適合性審査状況

(1) 審査会合での指摘事項に対する回答

➤ 第567回審査会合(平成30年5月8日)において、過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施

審査会合での主な指摘事項

No	分類	項目	審査会合日	回答
1	指摘事項	津波高さO.P.30.3m以上の寄与が大きいため、浸水により可搬型設備が使用できず、交流動力電源が24時間使用できない場合について、対策の考え方を整理すること。	H29.11.30	年超過確率 10^{-7} オーダーの津波(O.P.33.9m)に対して全交流動力電源喪失の発生を防止するため、補機ポンプエリアに0.6m(補機ポンプエリア基礎高さ0.2m+浸水防止壁0.4m)の高さとなる様に浸水防止壁を設置する。【40ページ参照】
2	指摘事項	常設ポンプの駆動源として直流電源を選定した理由を説明すること。	H30.2.8	配置成立性、サポート系の必要数を考慮し、直流電源駆動を採用した。【41,42ページ参照】
3	指摘事項	変更後の保管エリアが1ヶ所に集中しているのではないか。設計上の想定を超える外部事象に対する保管エリアの設定の考え方を整理して、説明すること。	H30.2.8	第545回審査会合(平成30年2月8日)時点の保管場所に加え、新たにO.P.13.8mの箇所保管場所を設定し、可搬型設備の分散配置を強化する。【43,44ページ参照】

6. 参考資料

6. 参考資料

(1) PRAにおける事故シーケンスグループの表記方法

- イベントツリーにより得られた事故進展の結果を、事象緩和機能の喪失状況やプラントの状態等に与える影響によって事故シーケンスグループに分類し、識別記号を用いて表現する

識別記号の一例

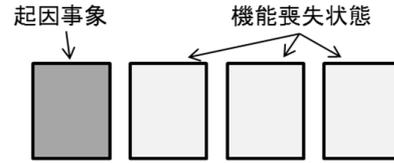
記号	起因事象
A*1	原子炉冷却材喪失(LOCA)
T	過渡事象

+

記号	機能喪失状態
B	全交流動力電源喪失
C	原子炉未臨界確保失敗
D	直流電源喪失
E	炉心への注水失敗(=UVを省略)
P	逃がし安全弁閉固着
Q	給水喪失
U	高圧炉心注水系による炉心注水失敗
V	低圧炉心注水系による炉心注水失敗
W	崩壊熱除去機能喪失
X	原子炉減圧失敗

*1 LOCAサイズによってS1又はS2と記載する場合がある

事故シーケンスグループの表記方法



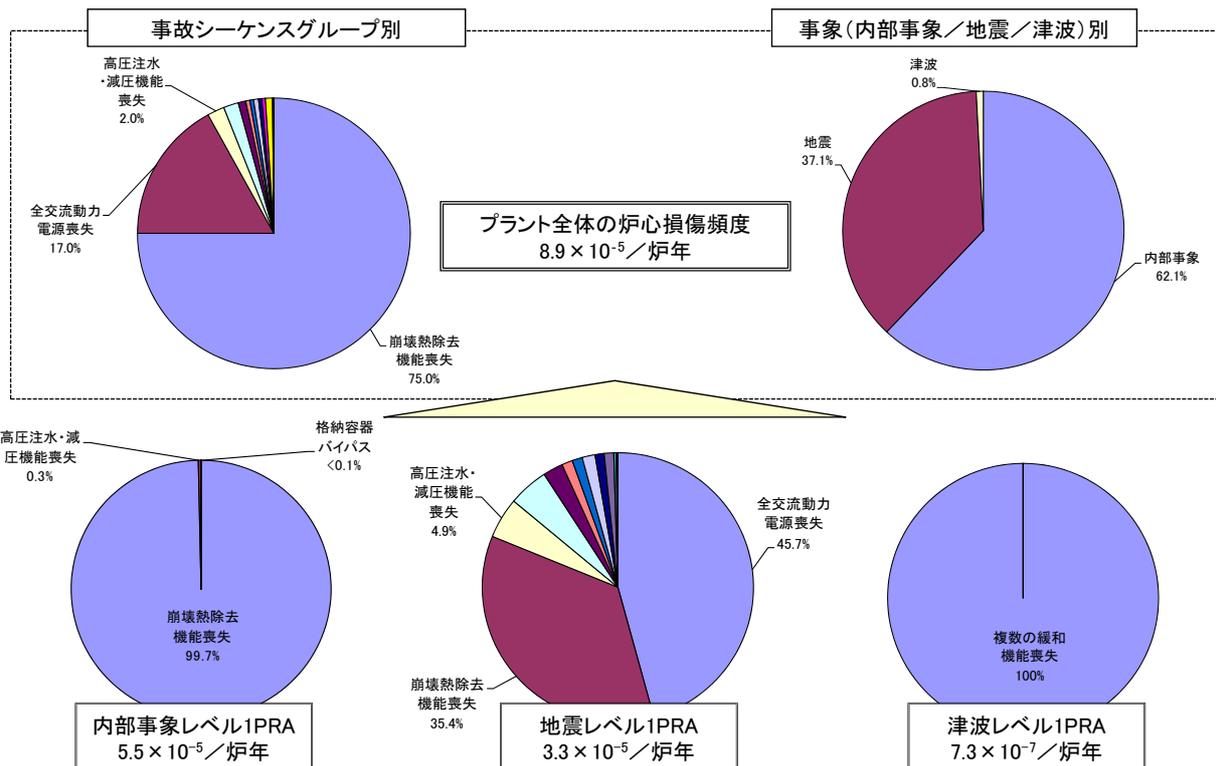
事故シーケンスグループ	内容
TQUV	高圧・低圧注水機能喪失
TQUX	高圧注水・減圧機能喪失
TB	全交流動力電源喪失
TBU	全交流動力電源喪失＋高圧注水機能喪失
TBD	全交流動力電源喪失＋直流電源喪失
TBP	全交流動力電源喪失＋逃がし安全弁閉固着
TW	崩壊熱除去機能喪失
TC	原子炉停止機能喪失
AE	LOCA時注水機能喪失
ISLOCA*2	インターフェイスシステムLOCA

*2 識別記号表記とは異なる記載方法

48

6. 参考資料

(2) 地震レベル1PRAの再評価結果の反映(1/3)



49

6. 参考資料

(2) 地震レベル1PRAの再評価結果の反映(2/3)

■レベル1, レベル1.5, 停止時PRAの評価結果と主な重大事故等対策

PRA	評価結果	主な重大事故等対策
レベル1PRA	<p><出力運転時></p> <ul style="list-style-type: none"> 全炉心損傷頻度: 5.5×10^{-5} / 炉年 「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループの寄与割合が支配的(約99.7%) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却系による除熱 原子炉格納容器代替スプレイ系による冷却 原子炉格納容器フィルタベント系による除熱
	<p><地震></p> <ul style="list-style-type: none"> 全炉心損傷頻度: 3.3×10^{-5} / 炉年 「全交流動力電源喪失」及び「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループが支配的(全交流動力電源喪失: 約45.7%, 崩壊熱除去機能喪失: 約35.4%) 	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系による注水 低圧代替注水系(常設)による注水 常設代替交流電源設備による給電 原子炉格納容器フィルタベント系による除熱
	<p><津波></p> <ul style="list-style-type: none"> 全炉心損傷頻度: 7.3×10^{-7} / 炉年 「複数の緩和機能喪失」の事故シーケンスグループが支配的(100%) 	(建屋内への浸水防止等)*
停止時レベル1PRA	<ul style="list-style-type: none"> 全炉心損傷頻度: 9.8×10^{-7} / 炉年 「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループの寄与割合が支配的(約94.8%) 	<ul style="list-style-type: none"> 待機中RHR(LPCIモード)による注水
出力運転時レベル1.5PRA	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器破損頻度: 5.5×10^{-5} / 炉年 格納容器先行破損の格納容器破損モードである「過圧破損(崩壊熱除去失敗)」の寄与割合が支配的(約100%) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部注水系(常設)による水張り 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による冷却 原子炉格納容器フィルタベント系による除熱

* O.P.33.9mを超える津波の影響を詳細化すれば、O.P.33.9m~38.6mの津波で抽出されるシーケンスは長期TB及びTBUであり、建屋内への浸水防止等により、建屋内の緩和設備への浸水影響を防ぐことができ、炉心損傷を回避できる。O.P.38.6mを超える津波では、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策を活用し、必要に応じて大規模損傷対策による影響緩和を図る。

50

6. 参考資料

(2) 地震レベル1PRAの再評価結果の反映(3/3)

■PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討結果

- PRAで抽出された事故シーケンスが解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループに該当することを確認
- 有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認

事故シーケンス	シーケンスNo.	事故シーケンス別の炉心損傷頻度(/炉年)			全炉心損傷頻度に対する割合	炉心損傷に至る主要因	グループ別炉心損傷頻度(/炉年)	全炉心損傷頻度に対する割合	解釈1-1(a)の事故シーケンスグループ	規則解釈				
		内部事象	地震	津波							合計			
1	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(1)	1.5E-11	3.7E-08	-	3.7E-08	<0.1%	原子炉注水に失敗	<0.1%	高圧・低圧注水機能喪失	1-2(a)			
	過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(2)	5.4E-12	-	-	5.4E-12	<0.1%							
	手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(12)	4.6E-13	-	-	4.6E-13	<0.1%							
	手動停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(13)	2.1E-13	-	-	2.1E-13	<0.1%							
	サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(14)	7.7E-12	-	-	7.7E-12	<0.1%							
2	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(3)	1.8E-07	1.6E-06	-	1.8E-06	2.0%	原子炉減圧に失敗	2.0%	高圧注水・減圧機能喪失	1-2(a)			
	手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(16)	8.5E-09	-	-	8.5E-09	<0.1%							
	サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(17)	1.7E-09	-	-	1.7E-09	<0.1%							
3	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	(7)	6.1E-11	1.4E-05	-	1.4E-05	15.1%	サポート機能(電源機能)の喪失	17.0%	全交流動力電源喪失	1-2(a)			
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	(8)	9.3E-13	4.4E-08	-	4.4E-08	<0.1%							
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	(9)	1.3E-12	4.2E-07	-	4.2E-07	0.5%							
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	(10)	4.5E-12	1.2E-06	-	1.2E-06	1.3%							
4	過渡事象+除熱失敗	(4)	5.1E-05	-	-	5.1E-05	70.0%	格納容器からの除熱に失敗	75.0%	崩壊熱除去機能喪失	1-2(b)			
	過渡事象+SRV再閉失敗+除熱失敗	(5)	1.4E-07	1.2E-05	-	6.3E-05	70.0%							
	手動停止+除熱失敗	(18)	2.7E-06	-	-	2.7E-06	3.0%							
	手動停止+SRV再閉失敗+除熱失敗	(19)	7.2E-09	-	-	7.2E-09	<0.1%							
	サポート系喪失+除熱失敗	(20)	1.7E-06	-	-	1.7E-06	1.9%							
	サポート系喪失+SRV再閉失敗+除熱失敗	(21)	4.3E-09	-	-	4.3E-09	<0.1%							
	中小破断LOCA+除熱失敗	(22)	8.6E-08	-	-	8.6E-08	<0.1%							
5	大破断LOCA+除熱失敗	(23)	3.4E-09	-	-	3.4E-09	<0.1%	反応度抑制に失敗	1.8%	原子炉停止機能喪失	1-2(b)			
	過渡事象+原子炉停止失敗	(6)	3.8E-09	7.8E-07	-	7.8E-07	0.9%							
	中小破断LOCA+原子炉停止失敗	(24)	8.3E-12	-	-	8.3E-12	<0.1%							
	大破断LOCA+原子炉停止失敗	(25)	3.3E-13	-	-	3.3E-13	<0.1%							
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗+原子炉停止失敗 ^{※1}	(11)	-	8.1E-07	-	8.1E-07	0.9%							
6	中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(26)	4.3E-13	-	-	4.3E-13	<0.1%	原子炉冷却材の喪失	0.9%	LOCA時注水機能喪失	1-2(a)			
	中小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗	(27)	2.9E-12	-	-	2.9E-12	<0.1%							
	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗	(28)	4.2E-14	-	-	4.2E-14	<0.1%							
	E-LOCA ^{※2}	(34)	-	8.0E-07	-	8.0E-07	0.9%							
7	インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)	(29)	2.4E-09	-	-	2.4E-09	<0.1%	格納容器貫通配管からの漏洩	<0.1%	格納容器バイパス(ISLOCA)	1-2(b)			
	原子炉建屋損傷 ^{※2}	(30)	-	2.5E-08	-	2.5E-08	<0.1%							
	制御建屋損傷 ^{※2}	(31)	-	3.8E-07	-	3.8E-07	0.4%							
	格納容器損傷 ^{※2}	(32)	-	5.1E-07	-	5.1E-07	0.6%							
	圧力容器損傷 ^{※2}	(33)	-	4.0E-07	-	4.0E-07	0.4%							
	計測・制御系喪失 ^{※2}	(35)	-	3.6E-07	-	3.6E-07	0.4%							
	制御建屋空調系喪失 ^{※2}	(36)	-	4.3E-07	-	4.3E-07	0.5%							
	格納容器バイパス ^{※2}	(37)	-	9.8E-08	-	9.8E-08	0.1%							
	複数の緩和機能喪失 ^{※2}	(38)	-	-	7.3E-07	7.3E-07	0.8%							
	合計		5.5E-05	3.3E-05	7.3E-07	8.9E-05	-					8.9E-05	-	-

ハッチング: 地震、津波特有の事象で、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないもの

※1: 地震発生と同時に最大の加速度を受けるものとして評価している地震レベル1PRAの設定上抽出されたものであるが、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動より十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信され、炉内構造物が損傷する加速度に至る前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生し難いと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象に該当しないと判断したシーケンス

※2: 解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに該当しないが、安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないとして判断し、新たに追加するシーケンスとはしないこととしたシーケンス

51